



شرکت مادر تخصصی
تولید و توسعه انرژی اتمی ایران



کتابچه راهنمای حمایت از

پایان نامه های تحصیلات تکمیلی و پروژه های کسر خدمت در حوزه نیروگاه های هسته ای

مرتبط با رشته های فنی مهندسی
علوم پایه و علوم انسانی

ویرایش سیزدهم

مهر ماه ۱۴۰۳





انرژی یکی از ضروری‌ترین و مهم‌ترین عوامل برای توسعه پایدار است و همچنین نقش مهمی در ایجاد آسایش و رفاه در همه جوامع را دارد. کشورهای در حال توسعه تلاش می‌کنند با طراحی یک سبد انرژی متوازن به بهترین نحو ممکن تولید انرژی خود را مدیریت کنند و در این میان روش‌هایی با کمترین میزان انتشار کربن و عدم وابستگی به سوخت‌های فسیلی بیشتر از سایر روش‌های تولید انرژی مورد توجه هستند که یکی از بهترین و مهم‌ترین آن‌ها انرژی هسته‌ای است.

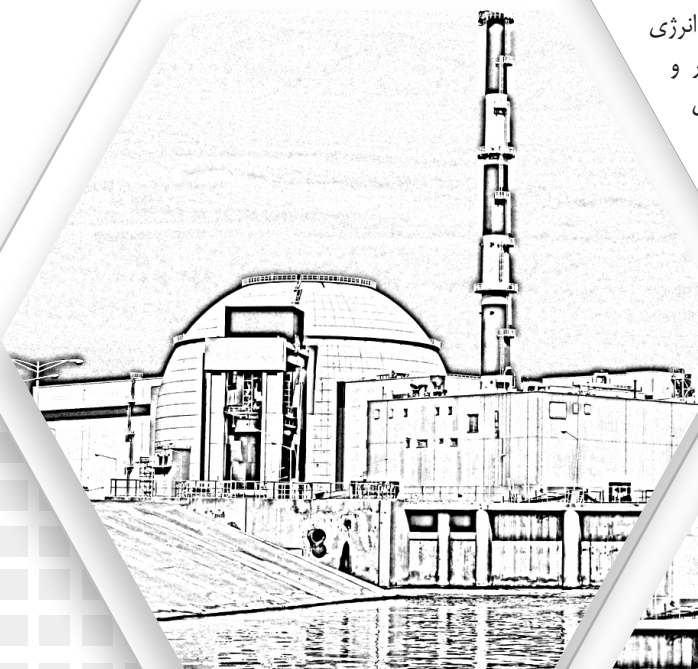
ساخت نیروگاه اتمی بوشهر در سال ۱۳۵۴ و توسط شرکتی آلمانی آغاز گردید که با وقوع انقلاب اسلامی ایران و همچنین تحمیل جنگ از سوی عراق به ایران عملیات اجرایی آن متوقف گردید. با عدم امکان همکاری با پیمانکار آلمانی، در سال ۱۳۷۷ عملیات اجرایی تکمیل واحد یکم نیروگاه اتمی بوشهر توسط پیمانکار روسی آغاز گردید و در نهایت در سال ۱۳۹۰ این نیروگاه با ظرفیت هزار مگاوات به شبکه برق داخلی متصل گردید.

از زمان اتصال این نیروگاه به شبکه برق داخلی تا انتهای سال ۱۴۰۲ بالغ بر ۵۹۷۶۱ میلیون کیلووات ساعت برق به شبکه داخلی تحویل داده شده است که این میزان از انتشار حدود ۷۱ میلیون تن انواع گازهای آلاینده زیست محیطی جلوگیری کرده و همچنین باعث صرفه‌جویی معادل ۱۰۵ میلیون بشکه نفت خام برای کشور گردیده است.

هم‌اکنون عملیات ساخت دو واحد هزارمگاواتی دیگر توسط یک شرکت روسی و با همکاری شرکت‌های داخلی و هدایت شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران در حال انجام است. شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران به عنوان متولی بهره‌برداری



و توسعه نیروگاه‌های اتمی در کشور، همواره استفاده حداکثری از توان و تخصص نیروها و صنایع داخلی را در تأمین نیازها مدنظر قرار داده و در این راستا تلاش می‌کند زیرساخت‌ها و بسترهای لازم را فراهم کند. به همین منظور حمایت از پایان‌نامه‌های دانشجویی یکی از سیاست‌های شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران با هدف تأمین نیازهای پژوهشی خود و شرکت‌های تابعه از طریق دانشگاه‌ها و مراکز علمی و پژوهشی کشور است که در کنار آن امید می‌رود انجام این‌گونه فعالیت‌های پژوهشی به شناسایی دانشجویان مستعد و علاقه‌مند به فعالیت در حوزه انرژی هسته‌ای منجر و زمینه همکاری با آنان فراهم گردد.







سازمان انرژی اتمی ایران

شرکت مادر تخصصی
تولید و توسعه انرژی اتمی ایران

کتابچه راهنمای حمایت از پایان نامه‌های تحصیلات تکمیلی و پروژه‌های کسر خدمت در حوزه نیروگاه‌های هسته‌ای

(مرتبط با رشته‌های فنی - مهندسی، پایه و علوم انسانی)

۱۴۰۳



مقدمه

شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران در سال ۱۳۸۴ با هدف ساماندهی و اجرای فعالیت‌های دولت در زمینه تولید و توسعه برق هسته‌ای، راهبری و انجام برخی فعالیت‌های عملیاتی و کارگزاری سازمان انرژی اتمی ایران در این زمینه و نظارت بر آن‌ها تأسیس شد. موضوع فعالیت این شرکت نیز، انجام هرگونه فعالیت در راستای تولید و توسعه برق با استفاده از انرژی هسته‌ای، مدیریت و نظارت بر انجام مطالعات، مکان‌یابی، طراحی، احداث، تأمین سوخت هسته‌ای، بهره‌برداری ایمن و برچیدن نیروگاه‌های هسته‌ای و تأسیسات آن‌ها پس از سپری شدن دوره کاری و انجام کلیه معاملات مربوط به برق هسته‌ای است.

مهم‌ترین دستاورد این مجموعه در این سال‌ها، شروع بهره‌برداری از واحد یکم نیروگاه اتمی بوشهر می‌باشد. از دیگر برنامه‌های بلندمدت این شرکت نیز، احداث و بهره‌برداری از واحدهای جدید نیروگاهی است؛ بنابراین، این شرکت در راستای دستیابی به اهدافی نظیر بومی‌سازی و ساخت تجهیزات نیروگاه‌های برق هسته‌ای، شرکت‌های تخصصی مربوط به طراحی و ساخت تجهیزات نیروگاه‌های هسته‌ای را تأسیس نموده که با بهره‌گیری از آخرین یافته‌های علمی جهان و ارتقای توان ساخت داخل در جهت دستیابی به خوداتکایی حرکت می‌کنند.

ایجاد، تقویت و توسعه ساز و کارهای لازم برای هدایت و راهبری پژوهش‌های بنیادی و کاربردی مورد نیاز توسعه نیروگاه‌ها توسط بخش‌های مختلف دانشگاهی و پژوهشی نیز از جمله راهبردهایی است که گام نخست آن، ارتباط با مراکز علمی و پژوهشی کشور می‌باشد. در این راستا، این شرکت برابر سنوات قبل برخی از موضوعات پژوهشی مرتبط و مورد نیاز را به عنوان پروژه‌های سطوح کارشناسی ارشد و دکتری، به مراکز علمی و پژوهشی منعکس می‌نماید؛ این کتابچه حاوی عناوین پروژه‌های مزبور برای سال جاری

می‌باشد که با توجه به بازخوردهای حاصله و اصلاحات به‌عمل آمده، ویرایش سیزدهم آن پیش روی قرار دارد.

بر این باوریم که دانشگاه‌ها و مؤسسات آموزشی و پژوهشی کشور می‌توانند در چارچوب یک تعامل سازنده، با بررسی این عناوین و انتخاب پروژه‌های موردنظر نقش مؤثری در برآورده نمودن نیازهای پژوهشی- توسعه‌ای برق هسته‌ای داشته باشند. بر این اساس، لازم است که پس از انتخاب موضوع توسط دانشجویان محترم و تأیید پروپزال پروژه در دانشگاه، درخواست دانشگاه همراه با پروپزال تأیید شده برای تصویب نهایی و حمایت لازم به آدرس این شرکت، معاونت برنامه‌ریزی و توسعه، کمیته حمایت از پایان‌نامه‌ها ارسال شود.

البته قابل ذکر است که در صورت تأیید بنیاد نخبگان ستاد کل نیروهای مسلح و اخذ مجوزهای قانونی ذریع، پروژه‌های ارائه شده می‌توانند در قالب کسر خدمت سربازی نیز پذیرفته شوند.

همچنین دانشجویانی که موضوع پایان‌نامه خود را از این کتابچه انتخاب نمایند، در فرآیند جذب و استخدام در شرکت‌های تولید و توسعه و زیرمجموعه در اولویت می‌باشند.

برای کسب اطلاعات بیشتر در این زمینه می‌توانید با شماره تلفن ۲۴۸۸۲۵۱۱ تماس حاصل فرمایید.

نشانی: تهران- نلسون ماندلا (خیابان آفریقا)- کوچه تندیس- پلاک ۸- معاونت برنامه‌ریزی و توسعه- کمیته حمایت از پایان‌نامه‌ها.

ایاتنامه کمیته: Hemayat@nppd.co.ir

تارنما: aeoi.org.ir/nppd

فرایند استفاده از تسهیلات

به منظور آگاهی دانشجویان و محققان گرامی برای استفاده از تسهیلات حمایت مالی از پایان نامه ها و حمایت در قالب کسر خدمت، ناشی از پروژه های ذیربط، توسط کمیته حمایت از پایان نامه ها و رساله ها در شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی سیر مراحل مختلف انجام کار به ترتیب در نمودارهای ۱ و ۲ آورده شده است، تا عزیزان بتوانند با برنامه ریزی مناسب روند انجام کار را دنبال نمایند.

■ نمودار ۱ مراحل حمایت مالی از پایان نامه ها و رساله های تحصیلات تکمیلی و نمودار ۲ مراحل انجام پروژه در قالب کسر خدمت سربازی را تشریح می نماید.

■ متقاضیان محترم برای استفاده از تسهیلات کسر خدمت، نیاز است مدارک زیر را برای ارزیابی و پیشنهاد عنوان، به آدرس شرکت تولید و توسعه، کمیته حمایت از پایان نامه ها ارسال نمایند.

مدارک لازم:

۱. فرم های تکمیل شده یک الی شش
 ۲. گواهی اشتغال به تحصیل یا نامه معرفی به نظام وظیفه
 ۳. تصویر شناسنامه
 ۴. تصویر کارت ملی
 ۵. سه سری پروپوزال (حداقل هفت صفحه) با امضای دانشجو و استاد راهنما
- متقاضیان محترم برای استفاده از تسهیلات حمایت مالی، نیاز است در ابتدا مدارک زیر را از طریق پست الکترونیک برای ارزیابی و پیشنهاد عنوان، به دبیر کمیته ارسال دارند.

مدارک لازم:

۱. فرم های تکمیل شده یک و دو
 ۲. گواهی فراغت از تحصیل یا اشتغال به تحصیل
 ۳. تصویر شناسنامه
 ۴. تصویر کارت ملی
- توجه (۱)** تمامی پروژه های ارائه شده در دفترچه می توانند در قالب حمایت مالی از پایان نامه و کسر خدمت قرار گیرند.
- توجه (۲)** نسخه فیزیکی فرم ها به همراه امضا ذیربط تهیه و ارائه گردد.

نکته مهم

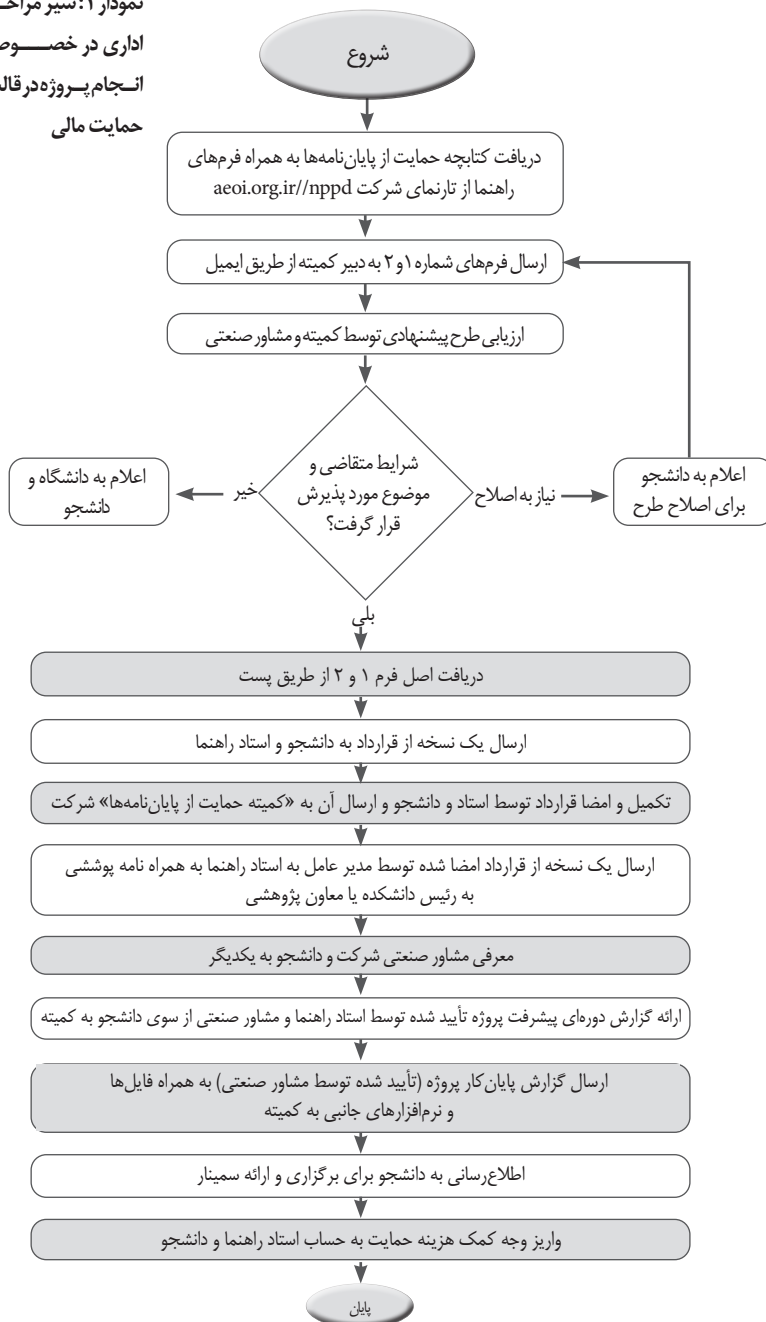
در صورتی که موضوع دیگری به غیر از موضوعات مندرج در کتابچه، مورد پیشنهاد است این امکان وجود دارد که در قالب فرایند فوق مراتب به کمیته حمایت از پایان نامه های شرکت تولید و توسعه پیشنهاد شود تا پس از بررسی و کسب موافقت مراحل بعدی اجرایی شود.

نمودار ۱: سیر مراحل

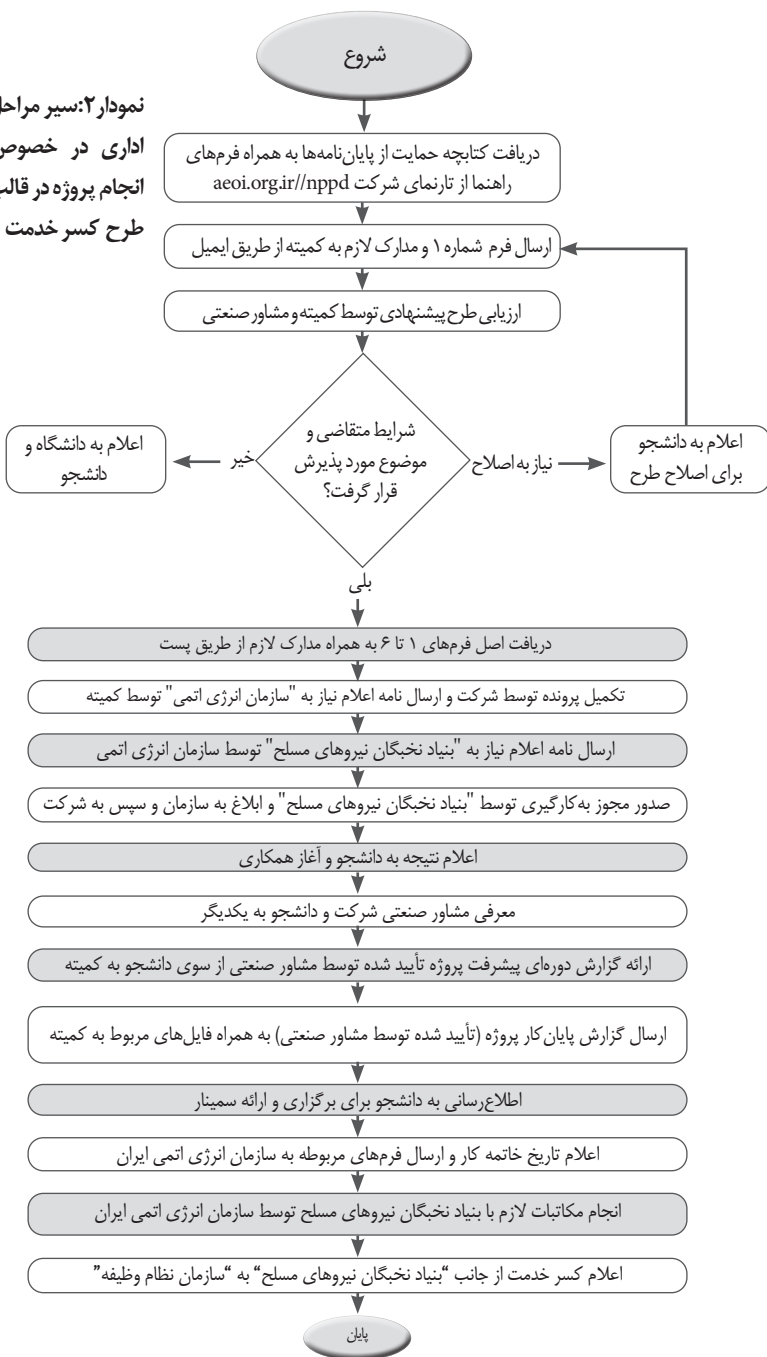
اداری در خصوص

انجام پروژه در قالب

حمایت مالی



نمودار ۲: سیر مراحل
اداری در خصوص
انجام پروژه در قالب
طرح کسر خدمت



۱۷. ■ پروژه‌های فنی مهندسی.....
- ارائه راهکار جهت ارتقای سیستم برداشت هیدروژن نیروگاه اتمی بوشهر به منظور مقابله با شرایط حوادث وخیم همراه با محاسبه حجم گاز هیدروژن تولیدی و نحوه توزیع آن در فضای داخلی کره فلزی نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۸.
- مطالعه و تهیه روش انجام تست التراسونیک بر روی دیواره و کف استخر سوخت، با توجه به فاکتورهای عدم دسترسی و اندازه ضخامت دیواره ضمن در نظر گرفتن ملاحظات اقتصادی برای انجام آن..... ۲۰.
- امکان‌سنجی در طراحی و انتخاب جنس لوله‌های انتقال آب دریا بدون پوشش و اندود..... ۲۱.
- کاهش میزان آب دورریز و پسماندهای رادیواکتیو در سیستم TR هنگام تعمیرات اساسی نیروگاه..... ۲۲.
- بررسی روش‌های کاهش خوردگی تجهیزات در نیروگاه اتمی بوشهر و طراحی آن..... ۲۳.
- ارائه راهکارهای توسعه زیرساخت‌های اقتصادی، صنعتی و آموزشی کشور جهت ساخت داخل نیروگاه‌های هسته‌ای..... ۲۴.
- بررسی استراتژی‌ها و برنامه‌های عملیاتی کشورهای توسعه‌یافته در گسترش ساخت نیروگاه‌های هسته‌ای..... ۲۶.
- آنالیز و بررسی اثر Spiking در نیروگاه هسته‌ای بوشهر در شرایط گذرای خاموشی و تریپ‌های از پیش تعریف نشده..... ۲۷.
- اثر استفاده از تجهیزات استرس تست (تجهیزات سیار نظیر دیزل ژنراتور و پمپ) بر کاهش فرکانس ذوب قلب راکتور در حوادث ماورای طرح..... ۲۸.
- تجزیه و تحلیل روش‌های مختلف خنک‌سازی کریوم در داخل و خارج RPV حین حوادث وخیم در نیروگاه اتمی بوشهر..... ۲۹.
- ارزیابی امکان استفاده از سیستم TL09 نیروگاه اتمی بوشهر در راستای کاهش فشار در شرایط حوادث وخیم و ارائه راهکار جهت ارتقای آن..... ۳۰.
- شناسایی پارامترهای مهم نیروگاه در مدیریت حوادث وخیم و ارزیابی عملکرد تجهیزات اندازه‌گیری و کنترل مربوطه در نیروگاه اتمی بوشهر..... ۳۱.
- بررسی تغییرات DNBR میله گرم در زمان خنک‌سازی قلب راکتور نیروگاه بوشهر از طریق مدار دوم..... ۳۲.
- بررسی کفایت سیستم TJ در فرونشانی مواد رادیواکتیو و کاهش فشار محفظه‌ی ایمنی حین حوادث وخیم در نیروگاه اتمی بوشهر..... ۳۳.
- آنالیز حوادث Bypass محفظه ایمنی ناشی از نشست یا شکستگی خط لوله مدار دوم به همراه پارگی لوله‌های مولد بخار ۳۴.
- کوپل داخلی کد محاسبات مصرف سوخت ORIGEN2 با کد محاسبات مونت کارلوی MCNP..... ۳۵.
- بهینه‌سازی چیدمان قلب با در نظر گرفتن توابع هدف نوترونیکی و ترموهیدرولیکی به‌وسیله کد PARCS..... ۳۷.

- طراحی و پیاده‌سازی الگوریتم تولید پارامترهای ADF و CDF برای کتابخانه PMAXS.....۳۹
- ارائه روش هیبرید برای تخمین فرکانس وقوع حادثه از دست رفتن شبکه برق خارجی به نیروگاه‌های هسته‌ای، با کمک تحلیل رفتار دینامیکی شبکه برق متصل به نیروگاه و ابزارهای تحلیل PSA1.....۴۰
- بررسی و ارزیابی ترموهیدرولیکی نیروگاه بوشهر در برابر حادثه LUHS1 جهت تهیه دستورالعمل‌های بهره‌برداری.....۴۲
- تدوین سناریوی حادثه station black out (SBO) جهت اجرای برنامه استرس تست نیروگاه بوشهر.....۴۵
- تهیه کد Change Of Composition With Flux Time (COCWFT) جهت بررسی تغییرات ایزوتوپ‌های مهم مواد تشکیل دهنده سوخت بر اساس flux time (burn up).....۴۸
- تعیین و به‌روزرسانی پارامترهای قابلیت اطمینان سیستم VE با استفاده از روش Bayesian و محاسبه احتمال خرابی آن با نرم‌افزار SAPHIRE.....۴۹
- طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی گازهای نادر اکتیو موجود در هوای خروجی از استک نیروگاه‌های اتمی.....۵۱
- طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی ذرات معلق رادیواکتیو در هوای خروجی از استک نیروگاه‌های اتمی.....۵۳
- طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ‌های ید در هوای خروجی از استک نیروگاه‌های اتمی.....۵۵
- آنالیز خستگی حرارتی در جریان سیال گذرا از اتصال T شکل خط تغذیه مدار دوم نیروگاه اتمی بوشهر.....۵۷
- اتصال غیرهمجنس بین آلیاژ آلومینوم ۶۰۶۱ و فولاد زنگ‌نزن آستنیتی ۳۲۱ به وسیله فرآیند جوشکاری اصطکاکی اغتشاشی.....۵۸
- بررسی استراتژی‌های مختلف از کاراندازی تاسیسات هسته‌ای و انتخاب استراتژی بهینه.....۵۹
- امکان‌سنجی استفاده از سیستم اسپری جهت خنک‌سازی استخر سوخت‌های مصرف شده نیروگاه بوشهر در شرایط اضطراری.....۶۱
- آنالیز ترموهیدرولیکی به کارگیری تجهیزات سیار در برداشت حرارت از استخر سوخت‌های مصرف‌شده نیروگاه بوشهر حین شرایط بی‌برقی کامل SBO.....۶۳
- تحلیل حساسیت تغییرات پارامترهای راکتیویته و DNBR (Departure Nuclate Boiling Ratio) نسبت به تغییرات پارامترهای اولیه نوترونیک و ترموهیدرولیکی از طریق مطالعه موردی نیروگاه اتمی بوشهر.....۶۵
- تهیه سیکل عملیات ترمومکانیکال (مراحل فورجینگ و آنیل) آلیاژ Al6061.....۶۷
- بررسی امکان بروز خوردگی شباری و حفره‌دار فولاد زنگ‌نزن ۳۲۱ در حضور یون کلر.....۶۸
- محاسبه حجم آب ذخیره‌ی مورد نیاز جهت تأمین کارکردهای حساس ایمنی در شرایط حوادث ماورای طراحی برای ۷۲ ساعت.....۶۹
- استفاده از آنالیز نویز نوترونی به منظور تعیین موقعیت مجتمع سوخت میوب دارای نشت محصولات شکافت از غلاف سوخت.....۷۱
- بررسی و انتخاب پوشش‌های پلیمری مناسب جهت استفاده در خطوط انتقال آب دریای نیروگاه اتمی بوشهر.....۷۳

- محاسبات پشتیبان تهیه‌ی دستورالعمل‌های SAM برای انتقال آب تانک هوازدا‌ی نیروگاه اتمی بوشهر به مولدهای بخار حین حادثه SBO..... ۷۴
- پوشش‌دهی صفحات نگهدارنده مسی کندانسور به صورت درجا جهت افزایش طول عمر آن‌ها..... ۷۵
- تهیه نرم‌افزار سیستم حساسی مواد هسته‌ای با هدف به‌کارگیری در واحدهای جدید نیروگاه‌های اتمی قدرت..... ۷۶
- تهیه و توسعه کد کامپیوتری جهت محاسبه دز دریافتی کارکنان ناشی از تجمع محصولات خوردگی بر روی تجهیزات و لوله‌های مدار اول نیروگاه اتمی..... ۷۸
- بررسی روش‌های کاهش تخریب‌های ناشی از خستگی در تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر..... ۸۰
- ساخت عایق‌های بلوکی تجهیزات مدار اول در داخل کشور..... ۸۱
- ساخت و به‌کارگیری پلیمرهای ضد تشعشع با هدف کاربرد در نیروگاه اتمی..... ۸۲
- بررسی مکانیزم‌های خرابی پره‌های توربین بخار در نیروگاه اتمی بوشهر و ارائه راهکارهای اصلاحی جهت جلوگیری و یا کاهش آن..... ۸۳
- نحوه کالیبراسیون، شمارش و آنالیز سیستم قابل حمل اسپکترومتري گاما مدل CANBERRA با استفاده از نرم‌افزار Genie 2000..... ۸۴
- پایش، بررسی و مدیریت مواد پرتوزا و خطرناک در نیروگاه‌های هسته‌ای..... ۸۶
- طراحی سیستم نرم‌افزاری تحت وب و تهیه پایگاه داده به منظور ثبت، مدیریت و پیگیری به هنگام برنامه‌های اقدامات اصلاحی..... ۸۸
- بازیابی و استفاده مجدد از اسید بوریک موجود در پسماندهای پرتوزا از طریق آمایش، تبادل یونی، فیلتراسیون، تبخیر و... جهت بازیابی یا تزریق مجدد به مدار اولیه..... ۸۹
- تعیین ضرایب شاخص (Scaling Factors) جهت مشخصه‌یابی پسماند نیروگاه اتمی بوشهر..... ۹۱
- توسعه یک مدل بومی گردش عمومی جریان برای منطقه خلیج فارس..... ۹۳
- توسعه شبیه‌سازی هیدرودینامیک با سه گانه موج-جریان-باد با هدف کاربرد در انتشار پساب رادیواکتیو نیروگاه در شرایط حادثه‌ای..... ۹۵
- ارائه راهکار جهت خنک‌سازی برون محفظه‌ای کریوم حین حوادث وخیم (EVCC)..... ۹۷
- طراحی سیستم کاهش فشار محفظه ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر در شرایط حوادث وخیم..... ۹۸
- مدل‌سازی و شبیه‌سازی پخش مواد رادیواکتیو در جو و آب‌های خلیج فارس منطقه نیروگاه اتمی بوشهر برای شرایط حادثه‌ای..... ۹۹
- ارائه راهکار جهت نگهداری درون محفظه‌ای مواد مذاب حین حوادث شدید (IVMR)..... ۱۰۲
- بهبود مقاومت به خوردگی غلاف‌های سوخت زیرکونیومی..... ۱۰۳
- مطالعه و بررسی پدیده تردی هیدرونی روی متریال داخلی مخزن فشار راکتور..... ۱۰۴
- تحلیل تنش و عمر باقی‌مانده متریال داخلی مخزن فشار راکتور..... ۱۰۵
- مدیریت خوردگی در نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۰۶
- تحلیل نتایج آزمون‌های نمونه‌های شاهد و تخمین عمر باقی‌مانده مخزن فشار راکتور..... ۱۰۷
- بررسی روش‌های مناسب جهت حذف لایه‌های خورده شده و محصولات ناشی از خوردگی در ژنراتور و کندانسور نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۰۸

- تدوین دانش فنی ساخت پلیمرهای جاذب موادهسته‌ای رادیواکتیو در شرایط نرمال بهره‌برداری و رخداد حادثه..... ۱۰۹
- محاسبه و ارزیابی شاخص‌های قابلیت اطمینان کره فلزی در طول دوره بهره‌برداری..... ۱۱۰
- بهبود عملکرد سوخت‌های هسته‌ای متداول از طریق افزایش هدایت حرارتی سوخت..... ۱۱۲
- بررسی خوردگی در صفحات کندانسور نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۱۳
- بررسی و انتخاب پوشش‌های پلیمری مناسب برای تجهیزات در تماس با سیال در مدارهای دوم و سوم..... ۱۱۴
- آنالیز ریشه‌ای خرابی در پمپ‌های نیروگاه اتمی بوشهر و ارائه راهکارهای کاهش و ممانعت از تخریب..... ۱۱۵
- پیش‌بینی پارامتر DNBR در نیروگاه اتمی بوشهر به کمک شبکه‌های عصبی..... ۱۱۶
- شبیه‌سازی دو فاز طرف ثانویه مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر به کمک نرم‌افزار ANSYS..... ۱۱۷
- تشخیص خطای ژنراتور سنکرون با استفاده از روش‌های یادگیری ماشین..... ۱۱۸
- بررسی اثر تنش‌های مکانیکی، اثر خستگی و تخمین عمر تیغه‌های چیلرهای (۵۰، ۶۰، ۷۰) UF ۴۰ نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۲۰
- شبیه‌سازی CFD پدیده‌ی ضربه قوچ در لوله‌ها و زانویی‌های بین پمپ آب تغذیه اصلی (RL) و مولد بخار در نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۲۲
- شستشوی شیمیایی مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۲۴
- ارزیابی خرابی سازه‌های دریایی بتنی با بهره‌گیری از الگوریتم‌های یادگیری ماشین..... ۱۲۶
- بررسی انتشار و پخش پلوم حرارتی در نقاط تخلیه آب خروجی نیروگاه در دریا در یک سیکل جزر و مدی پیوسته..... ۱۲۷
- بررسی تغییرات حرارتی جریان در خطوط انتقال آب زیر دریا..... ۱۲۸
- بررسی راهکارهای مقابله با خوردگی و انتخاب راهکار بهینه در سازه‌های نیروگاه اتمی..... ۱۲۹
- بررسی و آنالیز آسیب‌های ناشی از اثرات تابش بر ساختمان و تجهیزات راکتور واحد جدید نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۳۰
- بررسی و مقایسه نتایج اندرکنش خاک و سازه به روش مجانب مرکب (Combined Asymptotic Method) با سایر روش‌ها..... ۱۳۲
- تحلیل آسیب‌پذیری لرزه‌ای سازه‌های نیروگاه اتمی با استفاده از منحنی‌های شکنندگی..... ۱۳۳
- بررسی تأثیر پدیده سالخوردگی (Ageing) بر عمر بهره‌برداری سازه‌های نیروگاه‌های اتمی..... ۱۳۴
- تعیین الزامات و استانداردهای امنیت سایبری در نیروگاه‌های اتمی..... ۱۳۵
- تهیه و تدوین روش‌های نوین تعمیرات پیش‌بینانه (Predictive Maintenance) تجهیزات دوار مهم نیروگاه‌های هسته‌ای..... ۱۳۶
- تهیه نرم‌افزار آنالیز تغییرات ویبره، دما، تنش و عیب‌یابی تجهیزات دوار و تعیین ارتباط تغییرات با پارامترهای ورودی..... ۱۳۸
- مقایسه پایداری سازه‌های سیستم قدرت (PSS) مطابق با استانداردهای روسی با مدل‌های پیشنهادی IEEE..... ۱۳۹
- بررسی کاربرد نانو محلول‌ها در اکتیوژدایی از تجهیزات آلوده پرتوی..... ۱۴۰
- امکان‌سنجی طراحی سیستم حسگر آرایه سوسوزن معدنی فیبر نوری برای اسکن چندبعدی پسماندهای رادیواکتیو..... ۱۴۱

- بررسی تأثیر عوامل آب‌وهوایی (اقلیمی) بر عوامل تبدیل دز بیوسفر در ارزیابی ایمنی بلندمدت دفن پسماند رادیواکتیو ۱۴۳
- طراحی سیستم مدیریت ایمن پسماندهای رادیواکتیو با استفاده از فناوری ICT..... ۱۴۵
- افزودن سیستم‌های لحاظ شده در پروژه‌ی استرس تست به درخت رویداد در حادثه‌ی لوپ برای نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۴۷
- بررسی تغییرات پارامترهای ایمنی قلب راکتور بوشهر در حادثه‌ی لوپ بر اثر افزایش سیکل از ۱۲ ماه به ۱۸ ماه به وسیله‌ی کد SAPHIRE..... ۱۴۸
- بررسی شبیه‌سازی آسیب‌های وارده به مجتمع‌های سوخت یک قلب یک راکتور VVER-1000 با استفاده از روش المان محدود یا کنترل محدود در زمان بروز حادثه تغییر اشتباهی رژیم خنک‌سازی قلب راکتور در زمان تعمیرات..... ۱۵۰
- بررسی هیدرو-اکنونومیک اصلاح حوضچه آرامش نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۵۲
- بهینه‌سازی چینش نصب بازترکیب‌کننده‌های هیدروژن موجود در ساختمان راکتور به منظور جلوگیری از انفجار هیدروژن در حوادث فراطراحی..... ۱۵۳
- پارامترهای نوترونیک قلب یک راکتور VVER-1000 پس از افزایش طول سیکل راکتور از ۱۲ ماه به ۱۸ ماه ۱۵۵
- شبیه‌سازی حوادث مهم برای نیروگاه اتمی بوشهر در توان 104 درصد با استفاده از کد RELAP، پس از افزایش طول سیکل از ۱۲ ماه به ۱۸ ماه..... ۱۵۶
- شبیه‌سازی CFD خطوط لوله مستعد ضربه قوچ جهت تعیین خطوط لوله با پتانسیل وقوع و محاسبه شدت آسیب وارد شده به تجهیزات..... ۱۵۸

■ پروژه‌های مدیریت پروژه ۱۶۱

- به‌کارگیری سیستم مدیریت یکپارچه پروژه در احداث نیروگاه‌های هسته‌ای..... ۱۶۲
- روش‌های تطابق محاسبه پیشرفت فیزیکی و مالی در طرح احداث یک نیروگاه هسته‌ای..... ۱۶۳
- مقایسه تطبیقی استاندارد مدیریت پروژه PMBOK (ویرایش پنجم) و مدرک راهنمای مدیریت پروژه در احداث نیروگاه‌های هسته‌ای (2.7-T)..... ۱۶۴

■ پروژه‌های منابع انسانی..... ۱۶۵

- طراحی نظام جان‌نشین‌پروری با مطالعه موردی شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران..... ۱۶۶
- تفکر استراتژیک در توسعه منابع انسانی در نیروگاه‌های اتمی..... ۱۶۷
- ارزیابی ارگونومیک محل‌های کاری (از حیث آنتروپومتری) و مشاغل (از نقطه نظر روان‌شناختی) در نیروگاه اتمی بوشهر..... ۱۶۸
- بررسی عوامل موثر بر ترک شغل در شرکت‌های زیرمجموعه سازمان انرژی اتمی..... ۱۶۹
- ارزیابی نقش خطای انسانی در فرکانس ذوب قلب نیروگاه بوشهر..... ۱۷۱
- استقرار نظام جامع منابع انسانی (مطالعه موردی: شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران) ۱۷۲

- مدیریت فرآیند نظارت بر حوزه منابع انسانی در شرکت‌های مادر تخصصی (مطالعه موردی: شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران)..... ۱۷۴
- شناسایی و اولویت‌بندی عوامل مؤثر بر انگیزش کارکنان با رویکرد ارتقا بهره‌وری (مطالعه موردی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران) ۱۷۵
- طراحی فرآیند خروج از خدمت کارکنان (مطالعه موردی: شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران)..... ۱۷۶
- مدیریت فرآیند تغییر سازمانی با رویکرد منابع انسانی (مطالعه موردی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران) ۱۷۸

■ پروژه‌های آگاه‌سازی و پذیرش اجتماعی ۱۷۹

- مبانی نظری، الزامات و مؤلفه‌های پذیرش اجتماعی نیروگاه‌های برق هسته‌ای در ایران..... ۱۸۰
- موانع ساختاری، حقوقی و بینشی پیش روی تهیه پیوست‌های فرهنگی - اجتماعی در اجرای سیاست‌ها، برنامه‌ها و طرح‌های توسعه‌ای نیروگاه‌های برق هسته‌ای..... ۱۸۱
- الزامات و انتظارات فرهنگی - اجتماعی در اجرای سیاست‌ها، برنامه‌ها و طرح‌های توسعه‌ای نیروگاه‌های برق هسته‌ای در سواحل شمال کشور..... ۱۸۲
- کاوش تجارب جهانی پذیرش اجتماعی برق هسته‌ای و مطالعه تطبیقی ملاحظات ابعاد بومی، فرهنگی و انسانی..... ۱۸۳
- مطالعه موردی مسئولیت اجتماعی شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی (نیروگاه اتمی بوشهر) در استان بوشهر..... ۱۸۵
- بررسی جایگاه مختصات فرهنگی - اجتماعی نیروگاه‌های برق هسته‌ای در اسناد بالادستی نظیر؛ الگوی اسلامی - ایرانی پیشرفت، نقشه مهندسی فرهنگی، سند امنیت انرژی، فرآیند جهانی شدن، چشم انداز ۱۴۰۴، فناوری‌های نوین علمی، ارتباطی و زیست‌بوم..... ۱۸۷
- طراحی مدل ارتباط علمی شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی با نهادهای تخصصی، دانشگاه‌ها و بخش غیردولتی ۱۸۸
- بررسی نحوه استفاده از NGOها در ایجاد آمادگی برای پاسخ اضطراری ساکنین اطراف نیروگاه به حوادث هسته‌ای..... ۱۸۹
- شناسایی و اولویت‌بندی عوامل انگیزشی در ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری افراد داخل و خارج سایت هسته‌ای در حوادث ۱۹۱
- بررسی میزان آمادگی مدیریت بحران استان بوشهر برای پاسخ به پیامدهای حوادث هسته‌ای ۱۹۳

■ فرم‌های مربوطه..... ۱۹۵

عناوین

پروژه‌های

فنی مهندسی



عنوان تحقیق:

ارائه راهکار جهت ارتقای سیستم برداشت هیدروژن نیروگاه اتمی بوشهر به منظور مقابله با شرایط حوادث وخیم همراه با محاسبه حجم گاز هیدروژن تولیدی و نحوه توزیع آن در فضای داخلی کره فلزی نیروگاه اتمی بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

حجم گاز هیدروژن تولید شده همچنین نحوه توزیع گاز هیدروژن در زمان حادثه در فضای کره فلزی با در نظر گرفتن تهویه در زمان حادثه، افزایش پارامترهای ناشی از حادثه و گردش هوا در فضای کره فلزی محاسبه شده و براساس آن تعداد و محل استقرار دستگاه‌های حذف کننده موثر هیدروژن در کره فلزی نیروگاه اتمی بوشهر تعیین می‌شوند. یکی از آسیب‌پذیری‌های نیروگاه‌های اتمی در شرایط حوادث وخیم ریسک انفجار و اشتعال هیدروژن است. از آنجایی که در طراحی سیستم XP (سیستم برداشت هیدروژن) نیروگاه اتمی بوشهر حوادث مبنای طراحی به همراه ۱۰ درصد حاشیه اطمینان در نظر گرفته شده است و با توجه به تولید چندین برابری هیدروژن حین حوادث وخیم، ضروری است تغییراتی در تعداد و چگونگی چیدمان باز ترکیب کننده‌های هیدروژن برای مقابله با حوادث وخیم صورت پذیرد. در این خصوص لازم است ارزیابی دقیق‌تری از غلظت هیدروژن در محفظه ایمنی حین حوادث وخیم و پیامدهای آن صورت پذیرد که شامل محاسبات دینامیکی (سرعت و مقدار) هیدروژن آزاد شده در فرآیند ذوب قلب از مدار اول، فرآیند برهم کنش کریوم با بتون کف چاهک و همچنین محاسبات هیدروژن آزاد شده از مجتمع‌های سوخت استخر سوخت باشد.

■ محدوده کاری:

قلب راکتور نیروگاه اتمی، محفظه ایمنی، مدار اول، استخر سوخت‌های مصرف شده

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- جمع‌آوری اطلاعات مدار اول استخر سوخت و محفظه ایمنی و تهیه بانک اطلاعاتی مربوطه
- تهیه یک مدل یکپارچه و فایل ورودی کد MELCOR
- شبیه‌سازی بدترین وضعیت در حوادث وخیم و تحلیل نتایج
- یافتن یک روش بهینه آرایش باز ترکیب کننده‌های هیدروژن در محفظه ایمنی
- ارزیابی کفایت آرایش جدید در شرایط حوادث وخیم
- محاسبه حجم گاز هیدروژن تولیدی با توجه به زیر کونیوم بکار رفته در ساخت غلاف مجتمع‌های سوخت قلب راکتور
- نحوه توزیع گاز هیدروژن در فضای داخلی کره فلزی
- ارائه پیشنهاد برای بهترین محل‌های نصب دستگاه‌های حذف کننده هیدروژن و تعداد دستگاه‌ها، باتوجه به نحوه توزیع آن

■ بررسی نحوه کار کردن سیستم‌های تهویه محفظه ایمنی راکتور در زمان وقوع حادثه و ارائه پیشنهاد برای جلوگیری از تجمع گاز هیدروژن در فضای داخلی کره فلزی

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ کامپیوتر با پردازشگر مناسب جهت انجام کارهای شبیه‌سازی

■ دسترسی به مدارک نیروگاهی

■ اطلاعات مدار اول استخر سوخت و محفظه ایمنی

■ کد MELCOR

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	94-T-TE-002	مهندسی هسته‌ای مهندسی مکانیک مهندسی انرژی	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input checked="" type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

مطالعه و تهیه روش انجام تست التراسونیک بر روی دیواره و کف استخر سوخت، با توجه به فاکتورهای عدم دسترسی و اندازه ضخامت دیواره ضمن در نظر گرفتن ملاحظات اقتصادی برای انجام آن

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

از آنجایی که می بایستی استخر سوخت در حالت پر از آب (محلول اسید بوریک) و با وجود Rack های حاوی مجموعه های سوخت و دز بالای محیط، تحت تست التراسونیک واقع شود و از طرفی ضخامت کم صفحات زنگ نزن کف و دیواره استخر سوخت امکان عیب یابی بر روی آن ها را دشوار می کند لذا لازم است بهترین، کم هزینه ترین و دقیق ترین روش برای انجام این کار ارائه گردد.

محدوده کاری:

نیروگاه های اتمی

عناوین کلی فعالیت ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی نیروگاه های اتمی مواجهه با این مشکل؛
- بررسی و مقایسه دستگاه های خودکار انجام تست التراسونیک موجود در جهان و نقاط ضعف و قوت آن ها؛
- بررسی و تعیین مناسب ترین روش التراسونیک جهت انجام تست بدنه استخر؛
- ارائه روش هایی برای بهینه سازی طراحی های دستگاه اتوماتیک موجود؛

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ منابع کتابخانه ای و اطلاعات کاربردی

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت بهره برداری نیروگاه اتمی بوشهر	91-B-TE-031	مهندسی مکانیک فیزیک	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم افزار و شبیه سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

امکان‌سنجی در طراحی و انتخاب جنس لوله‌های انتقال آب دریا بدون پوشش و اندود

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به خورندگی آب دریا معمولاً داخل لوله‌ها را اندود ضد خوردگی انجام می‌دهند ولی به علت عدم چسبندگی و دو پوسته شدن این اندودها سریع کنده شده و بصورت تکه‌های مسطح به فیلترهای آب دریا انتقال یافته و شدیداً افت فشار ایجاد می‌کند به عنوان مثال با بررسی داخلی فیلتر VB10,20,30,40N001 که چندین بار تاکنون افت فشار داشته به این نتیجه دست یافتیم که اکثر لایه‌های اندودهای کنده شده از خط VC آب دریا می‌باشد لذا چنانچه بتوان لوله‌هایی از جنس پلی اتیلن یا PVC یا مواد خاص دیگر انتخاب نمود که نیاز به اندود نباشد و همچنین از نظر فاکتورهای اقتصادی و پارامترهای کاری دارای قابلیت‌های لازم باشد.

■ محدوده کاری:

سیستم پمپاژ و خنک‌کنندگی نیروگاه‌های هسته‌ای

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی خورندگی آب دریا بر لایه داخلی لوله‌ها، دلایل وجودی آن
- شاخص‌های انتخاب لوله‌های جایگزین با خوردگی پایین تر
- انتخاب و معرفی لوله‌های جایگزین از نظر جنس

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

مشاوره با سازندگان لوله‌های انتقال آب و همچنین و استفاده از شیوه‌های نوین طراحی و ساخت با توجه به تکنولوژی روز

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر	91-B-TE-031	مهندسی مکانیک مهندسی مواد	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

کاهش میزان آب دورریز و پسماندهای رادیواکتیو در سیستم TR هنگام تعمیرات اساسی نیروگاه

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

هنگام تعمیرات اساسی نیروگاه، با توجه به شرایط خوردگی و شیمیایی مولد اصلی بخار، ممکن است سطوح داخلی (سمت پوسته) آن با محلول‌های شیمیایی شستشو شود که حجمی معادل 600 m^3 برای هر چهار مولد بخار دارد. طبق طرح این حجم محلول پس از شستشو به باکهای سیستم TR تخلیه می‌شوند. از آنجاییکه این محلول سمت پوسته مولد اصلی بخار (مدار دوم) قرار می‌گیرد و در صورت نداشتن نشتی از طرف لوله به پوسته (از مدار اول به مدار دوم)، اکتیویته بالایی نخواهد داشت، ارسال آن به سیستم TR باعث افزایش قابل ملاحظه آب دورریز و پسماندهای رادیواکتیو می‌گردد که اصلاً اکتیو نیستند. از طرف دیگر ظرفیت باکهای سیستم (140 m^3) TR برای این حجم محلول کافی نیست. بنابراین ابتدا باید روشی برای تعیین کیفی محلول‌های شستشوی شیمیایی استفاده شده مولد بخار از نظر میزان اکتیویته انتخاب کرد و پس از آن زیرسیستمی جهت "تصفیه محلول‌های شستشوی شیمیایی با اکتیویته پایین" طراحی کرد.

■ محدوده کاری:

سیستم TR نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- روشی برای تعیین کیفی محلول‌های شستشوی شیمیایی استفاده شده مولد بخار از نظر میزان اکتیویته
- انتخاب تجهیز یا سنسوری جهت تعیین میزان اکتیویته
- انتخاب محل نصب تجهیز در مسیر فرآیند
- انتخاب روشی جهت "تصفیه محلول‌های شستشوی شیمیایی با اکتیویته پایین"
- طراحی زیرسیستمی برای "تصفیه محلول‌های شستشوی شیمیایی با اکتیویته پایین"

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

مدارک طراحی و بهره‌برداری کتابخانه‌ای نیروگاهی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر	92-B-TE-043	مهندسی شیمی مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی روش‌های کاهش خوردگی تجهیزات در نیروگاه اتمی بوشهر و طراحی آن

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

اهمیت تجهیزات نیروگاهی و شرایط محیطی، شناسایی روش‌های کاهش خوردگی را از اهمیت ویژه‌ای برخوردار می‌نماید، این پروژه با توجه به مفهوم ارزیابی خسارت ناشی از خوردگی در طی دوره‌های زمانی طولانی مدت و تلاش برای درک بهتر و عمیق‌تر نحوه‌ی پیشرفت سرعت خوردگی و تغییرات نرخ خوردگی با زمان، روش‌های موثر و نوین کاهش خوردگی را مورد ارزیابی قرار می‌دهد تا در نهایت بتواند راه‌کاری جهت کنترل و یا کاهش خوردگی در تجهیزات مختلف نیروگاه اتمی ارائه نماید. این راه‌کار می‌تواند شامل مجموعه‌ای از روش‌ها برای کاهش خوردگی و کنترل آن باشد.

■ محدوده کاری:

تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

تجزیه تحلیل و ارزیابی روش‌های موجود کاهش خوردگی، شناسایی و ارزیابی ترکیبی از شرایط فرآیندی و مواد سازنده‌ی هر تجهیز، تعیین نرخ خوردگی تجهیزات، مشخص نمودن مقادیر مجاز خوردگی، تعیین عمر باقی‌مانده و فرکانس از کارافتادگی تجهیزات، اولویت‌بندی تجهیزات، ارائه‌ی روش‌های مهار خوردگی، محاسبه‌ی میزان تأثیر روش‌های پیشنهادی بر افزایش سطح اطمینان به نرخ خوردگی، تهیه‌ی نرم‌افزار

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ مدارک طراحی و کتابخانه‌ی نیروگاهی

■ نرم‌افزاری شبیه‌سازی

■ استانداردهای سری API و BS

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	92-N-TE-077	مهندسی شیمی مهندسی مواد مهندسی مکانیک	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

ارائه راهکارهای توسعه زیرساخت‌های اقتصادی، صنعتی و آموزشی کشور جهت ساخت داخل نیروگاه‌های هسته‌ای

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

این پروژه با ارائه راهکارهای اجرایی و فراهم‌سازی مقدمات لازم، موجب تسریع آهنگ حرکت فعالیت‌های بومی‌سازی در عرصه تولید برق هسته‌ای کشور می‌گردد. شاید این پروژه، به عنوان یکی از مهمترین پروژه‌های تعریف شده در این حوزه باشد که می‌توان از نتایج اجرای آن در جهت گسترش فرهنگ بومی‌سازی در کشور و توجیه و آشناسازی مسئولین در جهت آغاز جدی و نظام‌مند فعالیت‌های این حوزه استفاده نمود. پر واضح است که بومی‌سازی ساخت نیروگاه‌های هسته‌ای علاوه بر منافع اقتصادی و ایجاد رفاه اجتماعی، در عرصه سیاسی نیز تأثیرات فراوانی را بر کشور خواهد داشت.

■ محدوده کاری:

توسعه زیرساخت‌های صنعت هسته‌ای

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی وضعیت زیرساخت‌های موجود در کشور در جهت افزایش مشارکت ملی که زمینه ساز ارتقاء توان ساخت داخل نیروگاه‌های هسته‌ای می‌شود
- بررسی زیرساخت‌های حکومتی، صنعتی، علوم و فنون، آموزشی و تحصیلی
- معرفی قوانین و الزامات تسهیل کننده این حرکت در کشور
- معرفی موانع قانونی و سیاسی حاکم بر توسعه این زیرساخت‌ها
- بررسی استانداردهای و تأثیر آن‌ها به عنوان یکی از زیرساخت‌های اساسی در توسعه داخل
- نحوه جلب همکاری و مشارکت سازمان‌ها در این مهم با توجه به مشکلات و محدودیت‌های اقتصادی و سیاسی حاکم بر کشور
- نحوه جلب و تأمین سرمایه لازم برای انجام این هدف
- نحوه ایجاد بازار داخلی برای محصولات بومی‌سازی شده در کشور (نحوه به کارگیری محصولات در سایر صنایع به منظور تشویق سرمایه‌گذاران و سازمان‌ها در جهت توسعه توان داخل) و درخصوص نتایج مورد انتظار موارد زیر موردنظر می‌باشد:
- جمع‌بندی و معرفی بهترین مسیر و فرآیند توسعه زیرساخت‌های توسعه ساخت داخل نیروگاه‌های هسته‌ای
- نقشه راه توسعه زیرساخت‌های اقتصادی، صنعتی و آموزشی در کشور در حوزه توسعه صنعت نیروگاه‌های هسته‌ای

- معرفی الگو یا الگوهای مناسب در جهت جذب سرمایه‌های بالقوه و سرگردان ملی موجود در توسعه زیر ساخت‌ها
- معرفی بخش‌های حکومتی، صنعتی و سایر مراکز (آموزشی، تحقیقاتی و پژوهشی) مورد نیاز در جهت توسعه زیرساخت‌ها

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:
مدارک و مستندات موجود در آژانس و شرکت

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	92-N-TE-109	مدیریت صنعتی مدیریت بازرگانی مهندسی صنایع مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بررسی استراتژی‌ها و برنامه‌های عملیاتی کشورهای توسعه یافته در گسترش توان داخل ساخت نیروگاه‌های هسته‌ای

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

این پروژه به منظور تشریح روند شکل‌گیری، تکامل و ارتقاء توان داخل کشورهای توسعه یافته در اجرای طرح‌های نیروگاه‌های هسته‌ای مورد نیاز خود تعریف گردیده است. در این مطالعه ترجیحاً کشورهایی به عنوان الگوی بررسی انتخاب می‌گردند که شرایطشان قبل از توسعه مشابه شرایط کنونی کشور ایران بوده باشد تا بدین وسیله از تجربیات ایشان به نحوه مقتضی برای ارتقاء توان ساخت داخل کشور استفاده بهتری گردد. بی‌شک تجربیات کشورهای مذکور در جهت‌گیری سیاست‌ها و سایر تصمیم‌گیری‌های ملی بسیار مفید خواهد بود.

■ محدوده کاری:

بومی‌سازی صنعت هسته‌ای

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

شناسایی زیرساخت‌های حکومتی، صنعتی و آموزشی کشورهای توسعه یافته، شیوه‌های حمایتی از تولیدات داخلی (به عنوان مثال توسعه و اصلاح قوانین ساخت داخل)، نحوه الگوبرداری این دسته از کشورها از سایر کشورها، آموزش کارکنان و افزایش مهارت‌های آن‌ها، نحوه مشارکت کشورهای خارجی در توسعه ساخت داخل این کشورها، نحوه عبور از شرایط وابستگی به شرایط خودکفایی، نحوه تأمین مالی طرح‌ها، نحوه تجاری‌سازی فن آوری‌های بدست آمده در این کشورها، در این پروژه، ارائه الگوها و نقشه‌راه تحقق بومی سازی در کشورهای توسعه یافته از نتایج مورد انتظار محسوب می‌شود.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مستندات و مدارک آژانس و تجربیات دیگر کشورها
- مستندات و مدارک تجربیات صنایع دیگر در کشور

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	92-N-TE-110	مدیریت صنعتی مدیریت بازرگانی مهندسی صنایع مهندسی هسته‌ای	کارشناسی‌ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

آنالیز و بررسی اثر Spiking در نیروگاه هسته‌ای بوشهر در شرایط گذرای خاموشی و تریپ‌های از پیش تعریف نشده

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

طی شرایط گذرای خاموشی راکتورهای هسته‌ای و یا تریپ‌های از پیش تعیین نشده نشت مواد رادیواکتیو از میله‌های سوخت به میزان قابل ملاحظه‌ای افزایش می‌یابد. این امر به این دلیل می‌باشد که غلاف‌های سوخت به ندرت می‌توانند در طول مدت کاری راکتور به نحوی سیلد شده باشند که از خروج مواد رادیواکتیو به طور کامل جلوگیری نمایند. بر این اساس با توجه به کاهش فشار سیال مدار اول به دلیل تغییرات زیاد قدرت احتمال نشت این مواد به مدار اول زیاد می‌گردد. به این منظور می‌بایست محاسبات لازم به منظور تعیین میزان سهم اکتیویته قلب راکتور با توجه به پدیده مذکور و با توجه به میزان مصرف سوخت و تاریخچه قلب راکتور مورد بررسی و مدل‌سازی قرار گیرد.

محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مدل‌سازی قلب راکتور اتمی بوشهر به منظور انجام محاسبات مصرف سوخت در سیکل‌های مورد نظر با استفاده از کدهای WIMS و PARCS و انجام مدل‌سازی مربوط به مدار اول نیروگاه اتمی بوشهر با استفاده از کد RELAP
- انجام محاسبات لازم به منظور تعیین میزان نشت مواد رادیواکتیو از میله‌های سوخت
- تعیین میزان نشت مواد رادیواکتیو مهم در مدار اول نیروگاه و ردیابی مکان‌هایی در مدار اول که تجمع مواد رادیواکتیو نشت شده بیشینه است.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مدارک گزارش تحلیل ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر
- کدهای WIMS، RELAP و PARCS

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	95-T-TE-116	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

اثر استفاده از تجهیزات استرس تست (تجهیزات سیار نظیر دیزل ژنراتور و پمپ) بر کاهش فرکانس ذوب قلب راکتور در حوادث ماورای طرح

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

استفاده از تجهیزات استرس تست به منظور افزایش ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای پس از حادثه فوکوشیما، مورد توجه قرار گرفته و در حال حاضر در بسیاری از نیروگاه‌های هسته‌ای از جمله نیروگاه اتمی بوشهر در حال اجرا می‌باشد. پروژه حاضر به اثر بکارگیری این تجهیزات از دیدگاه احتمالاتی بر کاهش فرکانس ذوب قلب راکتور می‌پردازد.

■ محدوده کاری:

حدود این پروژه کلیه تجهیزات مدل‌سازی شده در مدارک PSA نیروگاه اتمی بوشهر همراه با تجهیزات استرس تست اضافه شده به آن می‌باشد.

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مروری بر اهمیت استرس تست و دلایل بکارگیری تجهیزات مربوط به آن
- جمع‌آوری (و در صورت لزوم بروزرسانی) داده‌های قابلیت اطمینان تجهیزات مربوطه
- استفاده (و در لزوم توسعه) و بروزرسانی مدل PSA نیروگاه بر اساس تجهیزات اضافه شده
- نتیجه‌گیری و ارائه پیشنهادات لازم با توجه به تحلیل‌های حساسیت انجام گرفته

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- نرم‌افزارهای تحلیل آماری مانند Excel، SPSS
- نرم‌افزارهای تحلیل ریسک از جمله SAPHIR و RiskSpectrum
- نرم‌افزارهای تحلیل بیزین از جمله WINBUGS

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	95-T-TE-117	مهندسی هسته‌ای مهندسی برق مهندسی مکانیک	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

تجزیه و تحلیل روش‌های مختلف خنک‌سازی کریوم در داخل و خارج RPV حین حوادث وخیم در نیروگاه اتمی بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

فراهم سازی شرایط برداشت حرارت طولانی مدت از مواد مذاب، در داخل و خارج RPV از مواردی است که باید در مدیریت حوادث وخیم مورد توجه قرار گیرد. در این خصوص لازم است راه حل‌های فنی مختلف (داخل و خارج از طراحی) مورد بررسی قرار گرفته و دستیابی به شرایط پایدار تحت کنترل، تحقیق شود. یک راهکار فنی در این رابطه به عنوان نمونه می‌تواند تزریق آب به گپ بین RPV و Core barrel و خنک سازی خارجی کریوم قرار گرفته در lower plenum باشد.

■ محدوده کاری:

مدار اول، RPV، چاهک راکتور

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه لیست اولیه از راهکارهای فنی در خصوص انتقال آب به RPV و چاهک راکتور
- شبیه سازی فرایند ذوب قلب حین حوادث وخیم با استفاده از کد MELCOR
- شبیه سازی روشهای مختلف برداشت حرارت از مواد مذاب با استفاده از کد RELAP₅
- یافتن راهکارهای عملی مناسب به منظور برداشت حرارت طولانی مدت از مواد مذاب در شرایط حوادث وخیم

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات مدار اول، قلب راکتور، RPV و چاهک راکتور
- کد MELCOR و RELAP₅
- تجارب بین‌المللی در خصوص برداشت حرارت از مواد مذاب

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	95-T-TE-118	مهندسی هسته‌ای	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

ارزیابی امکان استفاده از سیستم TL09 نیروگاه اتمی بوشهر در راستای کاهش فشار در شرایط حوادث وخیم و ارائه راهکار جهت ارتقای آن

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از آسیب‌پذیری‌های نیروگاه در شرایط حوادث وخیم، از دست رفتن یکپارچگی محفظه ایمنی در اثر لود فشار بخار است. در شرایط نشت داخل محفظه ایمنی توأم با عدم کارکرد مؤثر سیستم اسپری و افزایش فشار به بالای ۴۶ MPa / ممکن است اپراتور تصمیم به کاهش فشار محفظه ایمنی از طریق سیستم تهویه TL09 بگیرد. از آنجاییکه فیلترهای این سیستم برای کار در شرایط حوادث وخیم طراحی نشده است لازم است کفایت و قابلیت فیلترهای این سیستم در شرایط فوق‌الذکر ارزیابی گردد.

■ محدوده کاری:

سیستم تهویه TL09

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- ارزیابی شرایط حوادث وخیم از حیث مواد رادیواکتیو و لود فشار در محفظه ایمنی
- بررسی عملکرد فیلتراسیون سیستم TL09
- بررسی استانداردهای آلاینده‌ی نیروگاه اتمی بوشهر
- ارائه یک طرح بهینه به منظور ارتقا و بهبود عملکرد سیستم TL09 با هدف مقابله با شرایط حوادث وخیم

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات طراحی سیستم تهویه نیروگاه اتمی بوشهر
- اطلاعات استانداردهای آلاینده‌ی نیروگاه اتمی بوشهر
- اطلاعات آنالیز حوادث وخیم در نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	95-T-TE-119	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

شناسایی پارامترهای مهم نیروگاه در مدیریت حوادث وخیم و ارزیابی عملکرد تجهیزات اندازه‌گیری و کنترل مربوطه در نیروگاه اتمی بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

اجرای برنامه مدیریت حوادث وخیم مبتنی بر مشاهده و نظارت بر تعدادی پارامتر مشخص انجام می‌شود. از آنجایی که طراحی سیستم‌ها و تجهیزات اندازه‌گیری نیروگاه بوشهر بر اساس حوادث مبنای طراحی بوده است، ضروری است یک بازنگری کلی در این خصوص با توجه به شرایط حوادث وخیم انجام پذیرد. در این رابطه، به خصوص سنسورهای تشخیص غلظت هیدروژن، آشکارسازهای تشخیص، سنسورهای تشخیص فشار در محفظه ایمنی و سنسورهای تشخیص دما در RPV، مورد توجه است که باید بازه کاری و قابلیت کاری آن‌ها در شرایط حوادث وخیم ارزیابی گردد.

■ محدوده کاری:

مدار اول، مدار دوم، محفظه ایمنی راکتور

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه لیست پارامترهای مهم در مدیریت حوادث وخیم
- تهیه لیست تجهیزات اندازه‌گیری و کنترل مرتبط با پارامترهای شناسایی شده در مرحله قبل
- شبیه سازی مدار اول، بخشی از مدار دوم و محفظه ایمنی نیروگاه بوشهر در شرایط حوادث وخیم و شناسایی بدترین وضعیت‌های ممکن
- ارزیابی بازه کاری و قابلیت کاری سیستم‌ها و تجهیزات اندازه‌گیری در شرایط حوادث وخیم
- ارائه پیشنهاد جهت ارتقا تجهیزات اندازه‌گیری و کنترل در شرایط حوادث وخیم

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ اطلاعات طراحی مدار اول و دوم و محفظه ایمنی نیروگاه بوشهر

■ کد MELCOR

■ اطلاعات کارخانه‌ای تجهیزات اندازه‌گیری و کنترل

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	95-T-TE -120	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی تغییرات DNBR میله گرم در زمان خنک‌سازی قلب راکتور نیروگاه بوشهر از طریق مدار دوم

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از پارامترهای اساسی که کنترل آن در زمان خنک‌سازی قلب راکتور از طریق مدار دوم با چالش همراه می‌باشد پارامتر DNBR می‌باشد. برای بررسی این شاخص در زمان خنک کردن قلب از طریق مدار دو مانند خنک‌سازی از طریق تزریق به مدار اول و یا به کمک شیرهای BRU-K و BR-A، می‌توان از کد RELAP5 استفاده کرد.

■ محدوده کاری:

مدار اول و دوم نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مدلسازی مدار اول و دوم نیروگاه با کد RELAP5
- شبیه‌سازی سناریو حوادث نیازمند خنک‌سازی قلب به کمک مدار دوم
- اعتبارسنجی نتایج شبیه‌سازی
- تحلیل تاثیر روشهای مختلف خنک‌سازی از طریق مدار دوم بروی پارامتر DNBR میله گرم

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- داده‌های لازم جهت شبیه‌سازی مدار اول و دوم نیروگاه بوشهر
- کد RELAP5

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	95-T-TE-122	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بررسی کفایت سیستم TJ در فرونشانی مواد رادیواکتیو و کاهش فشار محفظه‌ی ایمنی حین حوادث و خیم در نیروگاه اتمی بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از راهبردهای اساسی در مقابله با پیامدهای حوادث و خیم استفاده از سیستم اسپری محفظه ایمنی است. از آنجاییکه عملکرد این سیستم در نیروگاه اتمی بوشهر حین حوادث و خیم تاکنون ارزیابی نشده است لازم است در یک کار پژوهشی محفظه‌ی ایمنی نیروگاه بوشهر حین حوادث و خیم شبیه سازی شده و عملکرد سیستم اسپری (TI) در فرونشانی مواد رادیواکتیو و کاهش فشار محفظه ایمنی ارزیابی گردد. یکی از پیامدهای به کارگیری این سیستم کاهش غلظت بخار و افزایش ریسک انفجار هیدروژن است که این موضوع نیز می‌تواند در قالب این پژوهش مورد بررسی قرار گیرد.

■ محدوده کاری:

محفظه ایمنی، مدار اول، استخر سوخت

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی شرایط حوادث و خیم در محفظه ایمنی حین حوادث از حیث شرایط ترمودینامیکی و پخش مواد رادیواکتیو
- شبیه‌سازی عملکرد سیستم اسپری در مقاطع مختلف زمانی پیشرفت حوادث
- ارزیابی فرونشانی مواد رادیواکتیو، کاهش فشار و ریسک هیدروژن
- ارائه پیشنهاد برای بهترین زمان فعالسازی سیستم بر اساس پارامترهای قابل رؤیت در اتاق کنترل

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- کد شبیه‌سازی مناسب
- اطلاعات محفظه ایمنی، مدار اول و استخر سوخت

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	95-T-TE-123	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

آنالیز حوادث Bypass محفظه ایمنی ناشی از نشت یا شکستگی خط لوله مدار دوم به همراه پارگی لوله‌های مولد بخار

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

آنالیز حوادث ایمنی که منجر به آزادسازی مواد رادیواکتیو به خارج از محفظه ایمنی می‌گردند همواره از اهمیت ویژه‌ای برخوردار هستند. چنین حوادثی می‌توانند هم از طریق ذوب کامل قلب و از بین رفتن سدهای ایمنی صورت پذیرند و هم می‌توانند از طریق حوادثی رخ دهند که مواد رادیواکتیو محفظه ایمنی را بایس نمایند. از جمله چنین حوادثی می‌توان به نشت یا شکستگی خط مواد دوم اشاره نمود که بیرون محفظه ایمنی رخ دهد. این حادثه در مواقعی از اهمیت بسیار زیادی برخوردار است که مدار دوم آغشته به مواد رادیواکتیو باشد. یکی از مواقعی که چنین امری رخ می‌دهد می‌تواند زمانی باشد که در مولد بخار تیوب‌های مدار اول دچار پارگی گردند و بدین صورت آب مدار اول که آغشته به مواد رادیواکتیو است به مدار دوم منتقل و آن را رادیواکتیو نماید. در چنین مواقعی آزادسازی بخار رادیواکتیو مدار دوم به بیرون از محفظه ایمنی بسیار حائز اهمیت می‌باشد.

■ محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مدل‌سازی مدار اول و دوم نیروگاه اتمی بوشهر با کد RELAP
- انجام محاسبات لازم به منظور اعتبارسنجی اولیه فایل ورودی نوشته شده
- پیاده‌سازی حادثه مورد نظر در کد RELAP
- خروجی مناسب در ارتباط با چگونگی روند تغییرات خروج مواد رادیواکتیو با میزان تغییرات پارامترهای اصلی

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مدارک گزارش تحلیل ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر
- کد RELAP

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	95-T-TE -125	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

کوپل داخلی کد محاسبات مصرف سوخت ORIGEN2 با کد محاسبات مونت کارلوی MCNP

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

محاسبات مصرف سوخت یکی از مهم‌ترین بخش‌های محاسبات نوترونیک قلب است. برای انجام محاسبات قلب وابسته به زمان در طول کارکرد قلب راکتور، باید محاسبات مصرف سوخت انجام شود تا تغییرات موجودی قلب در محاسبه شار و طیف جدید استفاده شود. یکی از کدهای مهم و پرکاربرد در زمینه محاسبات مصرف سوخت کد ORIGEN2 است که محاسبات را به صورت یک گروهی و بی بعد (بدون توجه به هندسه) انجام می‌دهد. محاسبات مصرف سوخت نیاز به توزیع توان و همچنین سطح مقطع‌های یکی گروهی متناسب با سامانه مورد نظر دارد، که با محاسبه توزیع شار و طیف انرژی مهیا می‌شود. برای این منظور باتوجه به نوع محاسبات می‌توان از یک کد ترابرد همانند کد MCNP بهره برد. در نسخه ۲٫۶ این کد، از کد مصرف سوخت CINDER به صورت داخلی برای انجام محاسبات مصرف سوخت استفاده شده است. کد CINDER بدلیل اینکه تنها از روش خطی‌سازی برای انجام محاسبات استفاده می‌کند، سرعت پایینی نسبت به ORIGEN2 دارد. یکی دیگر از اشکالات این کد عدم انجام محاسبات فوتونی است. در پروژه پیشنهادی با کوپل داخلی دو کد ORIGEN2 و MCNP، سطح مقاطع یک گروهی برای کد ORIGEN2 بوسیله کد MCNP مهیا و متقابلاً ترکیب ایزوتوپی مواد پس از محاسبات مصرف تعیین می‌شود. در هر بازه مصرف سوخت با استفاده از چگالی اتمی ایزوتوپ‌ها و کتابخانه ۱۸ گروهی فوتونی ORIGEN2 محاسبات فوتونی نیز انجام می‌شود.

■ محدوده کاری:

محاسبات مصرف سوخت، محاسبات قلب، محاسبات گرمای باقی‌مانده

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی سورس کد ORIGEN2 و نحوه عملکرد آن
- بررسی سورس کد MCNP و نحوه عملکرد آن
- تولید سطح مقطع‌های یک گروهی کد ORIGEN2 با استفاده از کد MCNP
- تبادل اطلاعات با کوپل داخلی کدهای ORIGEN2 و MCNP
- ایجاد روال‌های مناسب برای تکرار محاسبات داخلی
- خروجی مناسب نتایج کد ORIGEN2 در خروجی MCNP
- اعتبارسنجی

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ سورس کد ORIGEN2

■ سورس کد MCNP

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت مهندسی و ساخت نیروگاه های اتمی	95-M-TE-127	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input checked="" type="checkbox"/> نرم افزار و شبیه سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بهینه‌سازی چیدمان قلب با در نظر گرفتن توابع هدف نوترونیکی و ترموهیدرولیکی به‌وسیله کد PARCS

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

بدلیل محدودیتهای ایمنی و طراحی، در قلب راکتورهای هسته‌ای از سوخت با غناهای مختلف (با چند نوع سوخت) استفاده می‌شود. چگونگی چیدمان این سوخت‌ها با بهینه کردن پارامترهای مختلف نوترونی و ترموهیدرولیکی تعیین می‌شوند. اکثر کارهای دانشگاهی که در این مورد انجام شده است، محدود به توزیع توان و ضریب تکثیر بوده که به‌دلیل محدود بودن پارامترها عملاً در کاربردهای واقعی قابل استفاده نمی‌باشند. در این پروژه کد PARCS بعنوان هسته محاسباتی و روش بهینه سازی سردشدن تدریجی (SA) بعنوان تابع جستجوگر در نظر گرفته شده است. کد PARCS توانایی محاسبه پارامترهای نوترونیک (همانند توزیع توان، ضریب تکثیر، غلظت اسید بوریک بحرانی و ...) و پارامترهای ترموهیدرولیکی (همانند دما و چگالی خنک کننده، دمای سوخت و ...) را دارا می‌باشد. برای به‌کارگیری کد PARCS نیاز به پارامترهای گروهی (ضریب‌پخش، سطح مقطع‌های جذب، پراکندگی و تولید) وابسته به متغیرهای حالت (دما و چگالی خنک کننده، دمای سوخت، غلظت اسید بوریک و ...) می‌باشد. فراهم آوردن پارامترهای گروهی نیازمند محاسبات سلولی بوده که انجام آن با توجه به تعداد حالت‌ها (باتوجه به نوع و محل جاگیری سوخت متغیرهای حالت متفاوت وجود دارد) بسیار زمانبر می‌باشد. راه حل پیشنهادی استفاده از کتابخانه PMAXS می‌باشد. با این رویکرد باتوجه به حالت مرجع و گام‌های مناسب برای متغیرهای حالت، کتابخانه PMAXS تولید و در هنگام بهینه‌سازی در محاسبات به دفعات بکارگرفته می‌شود. روش SA نیز یک روش بهینه‌سازی ساده و کارآمد است که در اکثر کدهای تجاری همانند ROSA بعنوان روش بهینه‌سازی انتخاب شده است.

■ محدوده کاری:

بهینه‌سازی چیدمان سوخت، پارامترهای نوترونی، پارامترهای ترموهیدرولیک، کد PARCS، کتابخانه PMAX

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- آشنایی با کاربری کد PARCS
- آشنایی با نحوه تولید کتابخانه PMAXS
- طراحی و پیاده‌سازی زیرروال تولید ورودی کد PARCS برای چیدمان مشخص
- طراحی و پیاده‌سازی زیرروال استخراج پارامترهای نوترونیک و ترموهیدرولیک
- طراحی و پیاده‌سازی زیرروال محاسبه تابع هدف و ایجاد حلقه بهینه‌سازی باروش SA

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ کد PARCS

■ مولد کتابخانه PMAXS

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت مهندسی و ساخت نیروگاه های اتمی	95-M-TE-128	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input checked="" type="checkbox"/> نرم افزاری و شبیه سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

طراحی و پیاده‌سازی الگوریتم تولید پارامترهای ADF و CDF برای کتابخانه PMAXS

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

کتابخانه PMAXS حاوی داده‌های مورد نیاز برای کد PARCS برای انجام محاسبات حالت گذرای کوتاه مدت و بلند مدت می‌باشد. در حال حاضر این کتابخانه با استفاده از کد WIMS تولید شده است ولی پارامترهای اختیاری و مهم:

CornerPoint discontinuity factor(CDF) و Assembly Discontinuity Factors(ADF) در آن موجود نمی‌باشند. این پارامترها برای مسائلی که شیب شار زیاد باشد، مانند مجتمع‌های حاشیه قلب، و یا راکتورهای حاوی سوخت‌های MOX، اهمیت زیادی دارند. بیشترین کاربرد این پارامترها برای نواحی بازتابنده‌ها می‌باشد که وجود آن‌ها باعث افزایش دقت محاسبات قلب می‌شود. از آنجا که این داده‌ها معمولاً توسط کدهای سلولی تولید نمی‌شوند لذا از روش‌های ثانویه برای تولید آن‌ها باید بهره برد. کد GENPMAXS برای تولید این داده‌ها معادله پخش را در یک و دو بعد (به ترتیب برای پارامترهای ADF و CDF) حل کرده و با الگوریتمی خاص سطح مقاطع پراکندگی را اصلاح می‌نماید.

■ محدوده کاری:

محاسبات قلب راکتور، کتابخانه PMAXS

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مطالعه روش تولید پارامترهای ADF و CDF در کد GENPMAXS
- مطالعه سایر روش‌ها برای تولید این پارامترها و یافتن روش بهینه
- طراحی الگوریتم انجام محاسبات و تولید این داده‌ها
- توسعه کد جهت به روزرسانی کتابخانه PMAXS موجود با پارامترهای ADF و CDF

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ کامپیوتر پرسرعت

■ کتابخانه استاندارد PMAXS

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسی و ساخت نیروگاه‌های اتمی	95-M-TE-129	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

ارائه روش هیبرید برای تخمین فرکانس وقوع حادثه از دست رفتن شبکه برق خارجی به نیروگاه‌های هسته‌ای، با کمک تحلیل رفتار دینامیکی شبکه برق متصل به نیروگاه و ابزارهای تحلیل PSA1

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

از دست رفتن منبع برق خارجی به نیروگاه هسته‌ای (LOOP) به عنوان رویداد آغازگر و در پی آن احتمال از دست رفتن شبکه داخلی (SBO) از حوادثی هستند که در تحلیل احتمالاتی ایمنی (PSA)، مورد بررسی قرار می‌گیرند و دارای سهم قابل توجهی در فرکانس ذوب قلب می‌باشند. حادثه فوکوشیما به عنوان یک SBO زنگ خطری برای دیگر کشورها برای تحلیل اثرات و جوانب وقوع چنین حادثه‌ای می‌باشد. فرکانس وقوع این رخداد در یک نیروگاه هسته‌ای خاص، از یکسو به عوامل متعددی نظیر ساختار و توپولوژی شبکه برق متصل به نیروگاه و از سوی دیگر به طراحی داخلی نیروگاه وابسته است. بنابراین، لازم است دینامیک شبکه برق رسانی به نیروگاه، در هنگام وقوع حالات گذرا مورد مطالعه قرار گیرد و درخت‌های ساختاری و بنیادی (Rooted Tree and Functional Tree) با تکیه بر نتایج بدست آمده از مدلسازی رفتار لحظه‌ای شبکه برق رسانی موجود، تشکیل شوند. در حال حاضر روش‌های موجود در دنیا بر تخمین فرکانس LOOP عمدتاً مبتنی بر روش‌های گذشته نگر هستند، این مورد برای کشوری مثل آمریکا که تعداد نیروگاه‌های هسته‌ای و طول عمر آن‌ها نسبتاً زیاد است تا حدودی مناسب است اما برای کشوری مثل ایران مناسب نیست.

در این پایان‌نامه روشی ساختاری و ترکیبی برای محاسبه فرکانس LOOP و SBO برای نیروگاه‌های هسته‌ای با تحلیل رفتار دینامیکی شبکه برق متصل به نیروگاه و ابزارهای تحلیل PSA ارائه خواهد شد. همچنین یک مطالعه موردی برای نیروگاه IR-360 انجام خواهد شد.

■ محدوده کاری:

محدوده کاری این تحقیق در حیطه تحلیل رویدادهای آغازگر PSA برای حوادث داخلی می‌باشد. مطالعه موردی بر روی نیروگاه IR-360 انجام خواهد شد.

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- ارائه روش هیبرید برای تخمین فرکانس LOOP و SBO
- تخمین فرکانس وقوع LOOP و SBO برای نیروگاه IR-360

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مدارک PSAR & PSA نیروگاه IR-360
- نقشه‌های شبکه توزیع برق مرتبط با نیروگاه IR-360
- داده‌های خرابی تجهیزات شبکه سراسری برق
- نرم‌افزار Risk Spectrum & Dig SILENT

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسی و ساخت نیروگاه‌های اتمی	95-M-TE-130	مهندسی هسته‌ای مهندسی برق	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی و ارزیابی ترموهیدرولیکی نیروگاه بوشهر در برابر حادثه LUHS1 جهت تهیه دستورالعمل‌های بهره‌برداری

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

منبع برداشت حرارت نهایی نیروگاه و تجهیزات مرتبط به عنوان آخرین مرحله برداشت حرارت باقی مانده سیستم‌های نیروگاه می‌باشند. وظیفه منبع برداشت حرارت نهایی، انتقال حرارت باقی مانده در شرایط عملکرد نرمال، خاموشی و حادثه می‌باشد. مهمترین وظایف این سیستم عبارتند از خنک‌کاری قلب راکتور، استخر سوخت (fuel pool)، سیستم‌های ایمنی و دیگر تجهیزات. دو سیستم بسیار مهم در برداشت حرارت نهایی عبارتند از: ۱- سیستم آب خنک کاری دریا (VE) و ۲- سیستم‌های مربوط به خنک‌کاری تجهیزات مدار اول (TF) که شامل پمپ‌های خنک‌کننده مدار اول، سیستم برداشت حرارت اضطراری، سیستم خنک‌کاری استخر سوخت و... می‌باشد. بنابراین در زمان حادثه، منبع برداشت حرارت نهایی نقش بسیار مهمی را جهت پیشگیری حادثه شدید به دنبال حوادث طبیعی ایفا می‌نماید. پس از حادثه فوکوشیما مدارکی تحت عنوان درس‌های گرفته شده از فوکوشیما تدوین گردید که در این مدارک، حادثه از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی (LUHS) به عنوان یکی از حوادث مهم نیروگاهی به دنبال حوادث طبیعی در نظر گرفته شده است. به منظور بالا بردن سطوح ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای در برابر حوادث طبیعی تعدادی از نیروگاه‌ها در قالب برنامه استرس تست به بررسی و بازبینی سیستم‌های ایمنی در برابر این دسته از حوادث پرداخته‌اند. در ادامه جهت بهبود سطوح ایمنی و قرار نگرفتن نیروگاه در شرایط بسیار وخیم (severe accident) در برابر حوادث طبیعی تجهیزات portable لحاظ گردیده است. هدف از انجام پروژه مذکور نیز ارزیابی ایمنی نیروگاه بوشهر در برابر حوادث LUHS به دنبال حوادث طبیعی مانند زلزله و سونامی و تدوین دستورالعمل‌های بهره‌برداری می‌باشد. جهت مقابله نیروگاه بوشهر در مواقع حوادث طبیعی تعدادی از تجهیزات مهم portable نظیر دیزل ژنراتور و دیزل پمپ نیز خریداری گردیده است. بنابراین جهت انجام این پروژه لازم است ضمن شناسایی و آشنایی کامل با سیستم‌های ایمنی نیروگاه بوشهر در ابتدا یک آنالیز و ارزیابی اولیه ایمنی در برابر حادثه LUHS به وسیله کدهای معتبر ترموهیدرولیکی انجام داد. سپس سناریوها و دستورالعمل‌های لازم در برابر حادثه مذکور با توجه به تجهیزات خریداری شده تدوین و در ادامه به واسطه محاسبه مجدد و تحلیل‌های ترموهیدرولیکی برنامه زمان‌بندی تهیه گردد. در انتها با توجه به دستورالعمل‌ها و سناریوهای متفاوت بررسی شده، بهینه‌ترین آن‌ها از لحاظ فنی، زمانی و اقتصادی مورد بررسی قرار می‌گیرد. ضرورت انجام این پروژه توسط WANO مورد تاکید قرار گرفته است و با توجه به تجهیزات سیار تهیه شده نیاز به تدوین دستورالعمل‌های بهره‌برداری می‌باشد.

■ محدوده کاری:

آشنایی کامل با سیستم‌های ایمنی مدار اول و دوم
سیستم‌های برداشت حرارت نهایی نیروگاه بوشهر
آشنایی با حادثه فوکوشیما و ارزیابی مجدد سیستم‌های ایمنی سایر نیروگاه‌ها
آشنایی با تجهیزات قابل حمل خریداری شده نیروگاه بوشهر
آشنایی با کدهای Relab یا SAPHIRE
آشنایی و تسلط بر کدهای ترموهیدرولیکی نظیر RELAP۵ یا SCDAP/RELAP۵

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی دستورالعمل‌ها، شرایط، ضوابط و معیارهای بین‌المللی در مواجهه با حوادث طبیعی
- تدوین و بررسی EVENT TREE مربوط به حادثه LUHS با توجه به تجهیزات PORTABLE تهیه شده
- بررسی ترموهیدرولیکی حادثه LUHS در سایر نیروگاه‌های مشابه
- شبیه‌سازی حادثه از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی نیروگاه بوشهر به وسیله کد Relap یا Relap/SCDAP
- به دست آوردن پارامترهای مهم ترموهیدرولیکی مدار اول و دوم با گذشت زمان در طی حادثه LUHS (بدون استفاده از تجهیزات قابل حمل)
- تهیه و تدوین دستورالعمل‌های متفاوت در برابر حادثه LUHS با توجه به نتایج آیتم قبلی و تجهیزات قابل حمل نیروگاه بوشهر
- شبیه‌سازی سناریوهای در نظر گرفته شده جهت مواجهه با حادثه LUHS در نیروگاه بوشهر و به دست آوردن پارامترهای مهم ترموهیدرولیکی با گذشت زمان جهت تهیه برنامه زمان بندی اتصال تجهیزات
- بهینه‌سازی دستورالعمل‌های متفاوت تهیه شده در مواجهه با حادثه LUHS از نظر زمانی، اقتصادی و فنی
- تهیه گزارش جامع و ارائه پروژه

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- سیستم کامپیوتر با قابلیت پردازش موازی
- مدارک درس‌های گرفته شده از فوکوشیما
- دستورالعمل‌ها و مدارک تحلیل ایمنی و فنی نیروگاه بوشهر در شرایط حوادث فراتر از طراحی
- دستورالعمل‌های مرتبط با تجهیزات خریداری شده جهت مواجهه با حوادث طبیعی

- کدهای PSA نظیر Relab و SHPHIRE
- کدهای ترموهیدرولیکی نظیر Relap5 یا SCDAP/Relap5

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته ای	95-O-TE-131	مهندسی هسته ای	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم افزار و شبیه سازی ■ ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

تدوین سناریوی حادثه (SBO) station black out جهت اجرای برنامه استرس تست نیروگاه بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در ماه مارس سال ۲۰۱۱ و در پی حادثه فوکوشیما تصمیم گرفته شد که کلیه نیروگاه‌های هسته‌ای اتحادیه اروپا از لحاظ ایمنی مورد ارزیابی قرار گیرند (Stress test). حادثه فوکوشیما اثبات نمود که وقوع رویداد حوادث وخیم با احتمال بسیار پایین نیز امکان‌پذیر می‌باشد. حادثه آغازگر در این واقعه سونامی بود که باعث از دست رفتن سیستم تغذیه الکتریکی نیروگاه و خنک‌کننده راکتور گردید. دیزل ژنراتورهای اضطراری که در سطح تراز دریا قرار داشتند به وسیله سیل ناشی از سونامی پس از گذشت یک ساعت از وقوع حادثه از دست رفتند. اتحادیه اروپا براین اساس اقدام به ارزیابی ایمنی نیروگاه‌های خود به دنبال دو حادثه طبیعی زمین‌لرزه و سیل نمود. در نیروگاه بوشهر نیز به عنوان یک نیروگاه هسته‌ای مقرر گردید که برنامه استرس تست جهت حفظ ایمنی بیشتر نیروگاه در برابر حوادث طبیعی اجرا گردد. جهت اجرای برنامه استرس تست نیروگاه بوشهر لازم است که علاوه بر آشنایی با تجارب سایر کشورها، استانداردها و دستورالعمل‌های مرتبط، سناریوهای لازم جهت اجرای برنامه تدوین گردد تا بتوان برنامه مورد نظر را موافق و همگام با استانداردهای معتبر روز دنیا پیاده‌سازی نمود. این حادثه به جهت اینکه ممکن است منجر به خرابی محفظه ایمنی شده و به دنبال آن باعث پخش و انتشار مواد رادیواکتیو به بیرون شود از نقطه نظر ایمنی بسیار مهم می‌باشد. حادثه SBO شامل از دست رفتن کامل تمامی منابع برق AC خارج از نیروگاه، سیستم تأمین برق داخلی نیروگاه و سیستم تأمین برق اضطراری می‌گردد. پس از وقوع حادثه SBO در نظر گرفته شده در برنامه استرس تست خنک‌کاری دو قسمت نیروگاه بسیار مهم می‌باشد: ۱- استخر سوخت که حاوی سوخت‌های مصرف شده می‌باشد و ۲- قلب راکتور که گرمای ناشی از پاره‌های شکافت در آن تولید می‌گردد. بر این اساس NRC از نیروگاه‌های هسته‌ای درخواست نموده است که Flexibility و Diversity نیروگاه‌های خود را جهت مواجهه با حوادث طبیعی مانند سیل و زمین‌لرزه‌های شدید که معمولاً منجر به حادثه SBO می‌شوند را ارتقاء دهند. همچنین در این خصوص WANO از کشورهای عضو درخواست نموده است تا برنامه استرس تست را اجرا نمایند. در این راستا برای نیروگاه بوشهر نیز تعدادی از تجهیزات سیار خریداری شده است که برای بهره‌برداری از آن‌ها دستورالعملی تهیه نگردیده است. بنابراین در این پروژه باید سناریوهای متفاوت در مواجهه با حادثه مذکور را بررسی نمود و برای آن‌ها با توجه به آنالیز ترموهیدرولیکی و نوترونیک برنامه زمان‌بندی و دستورالعمل بهره‌برداری تهیه نمود. در واقع پروژه مذکور کاربردی بوده و در راستای ارتقای ایمنی نیروگاه بوشهر در برابر حوادث طبیعی شدید می‌باشد که نیازمند به تهیه دستورالعمل‌های بهره‌برداری می‌باشد. درخصوص حادثه SBO در نیروگاه بوشهر توجه به نکات زیر ضروری است:

خنک‌سازی استخر سوخت که از طریق کانال سیستم برداشت حرارت باقی مانده مربوط به استخر سوخت (TH) باید انجام پذیرد.

خنک‌سازی قلب راکتور که از طریق یکی از کانالهای سیستم برداشت حرارت باقی مانده (TH) الزاماً متفاوت با کانال مورد استفاده جهت خنک‌سازی استخر سوخت، سیستم برداشت حرارت تجهیزات (TF) و سیستم خنک‌کاری آب دریا (VE) انجام می‌گردد. بنابراین هدف از این پروژه در ابتدا ارزیابی و بررسی ترموهیدرولیکی نیروگاه بوشهر در برابر حادثه SBO به وسیله کدهای معتبر در این زمینه مانند کد Relap می‌باشد. در ادامه با توجه به تجهیزات در نظر گرفته شده برای اجرای برنامه استرس تست، سناریوها و برنامه زمان‌بندی تدوین می‌گردد. در نهایت پس از ارزیابی مجدد ایمنی نیروگاه به وسیله کدهای معتبر ترموهیدرولیکی نظیر Relap بهینه‌ترین سناریو از لحاظ اقتصادی، فنی و زمانی تعیین می‌گردد.

■ محدوده کاری:

- خنک‌سازی استخر سوخت
- آشنایی کامل با اجزا مدار اول و دوم نیروگاه بوشهر
- آشنایی با سیستم‌های ایمنی نیروگاه بوشهر در مواجهه با حادثه SBO
- آشنایی با برنامه استرس تست سایر نیروگاه‌ها در مواجهه با حادثه SBO
- آشنایی با کدهای Relap یا SAPHIRE
- آشنایی با کدهای ترموهیدرولیکی مانند کد RELAP5 یا SCDAP/RELAP5

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی مدارک مربوط به استرس تست تحت عنوان درس‌های گرفته شده از Fukushima
- بررسی برنامه استرس تست در سایر کشورها و نیروگاه‌های مشابه
- بررسی و تدوین EVENT TREE حادثه SBO با توجه به تجهیزات سیار نیروگاه بوشهر
- شبیه‌سازی حادثه SBO به وسیله کد Relap یا Relap/SCDAP
- تعیین زمان رسیدن پارامترهای ترموهیدرولیکی مهم مدار اول و دوم به نقاط بحرانی
- تدوین سناریوهای متفاوت به دنبال حادثه SBO با توجه به تجهیزات FLEX نیروگاه بوشهر
- محاسبه پارامترهای ترموهیدرولیکی مدار اول و دوم با گذشت زمان و تعیین برنامه زمان‌بندی به کارگیری تجهیزات FLEX نیروگاه بوشهر
- تعیین بهترین سناریو به دنبال حادثه SBO با توجه به کارگیری تجهیزات FLEX نیروگاه بوشهر
- تهیه گزارش جامع و ارائه

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- سیستم کامپیوتری با قابلیت پردازش موازی
- دستورالعمل‌های مربوط به حوادثbdba
- کاتالوگ‌های مربوط به تجهیزات FLEX خریداری شده جهت اجرای برنامه استرس تست نیروگاه بوشهر
- کدهای PSA نظیر Relap و SAPHIRE
- کدهای RELAP5 یا SCDAP/RELAP5
- مدارک تحلیل ایمنی و فنی نیروگاه

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسين مشاور افق هسته‌ای	95-O-TE-132	مهندسی هسته‌ای	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

تهیه کد (COCWFT) Change Of Composition With Flux Time جهت بررسی تغییرات ایزوتوپ‌های مهم مواد تشکیل‌دهنده سوخت بر اساس flux time (burn up)

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در این پروژه با توجه به اطلاعات در دسترس یک نیروگاه PWR، پارامترهای اولیه نظیر σ ، ν ، α و... بررسی می‌گردد. سپس تغییرات ایزوتوپ‌های مهم پلوتونیوم و اورانیوم در نظر گرفته می‌شود. جهت بررسی این تغییرات باید معادلات حاکم بر هر یک از این ایزوتوپ‌ها بررسی گردد. این معادلات باید به صورت همزمان حل شوند تا مقدار هر یک از این ایزوتوپ‌ها به دست آورده شود. جهت حل این معادلات کوپل شده باید از نرم افزارهای محاسبات ریاضی قوی در این زمینه مورد استفاده قرار گیرد. در راستای انجام این پروژه باید از کدهای برنامه‌نویسی قوی که از Graphical User Interface نسبتاً خوبی نیز برخوردار می‌باشد استفاده نمود. پس از برنامه‌نویسی و حل این معادلات، می‌توان با وارد کردن flux time مقدار هر یک از ایزوتوپ‌های مورد نظر را به صورت گرافیکی مشاهده نمود.

محدوده کاری:

محدوده کاری شامل قلب راکتور، آشنایی با مباحث سوخت، آشنایی با محاسبات عددی پیشرفته و برنامه‌نویسی

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی معادلات حاکم بر هر یک از ایزوتوپ‌های مورد نظر
- بررسی روش‌های متفاوت حل معادلات دیفرانسیل کوپل شده
- برنامه‌نویسی جهت حل معادلات کوپل شده به چندین روش
- خروجی گرفتن از برنامه به صورت گرافیکی

تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مدارک مربوط به مجتمع‌های سوخت قلب راکتور بوشهر
- آشنایی با مباحث و فرآیندهای سوخت
- محاسبات عددی
- کد برنامه‌نویسی با graphical user interface مناسب

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای	95-O-TE-134	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد

نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □

عنوان تحقیق:

تعیین و به‌روزرسانی پارامترهای قابلیت اطمینان سیستم VE با استفاده از روش Bayesian و محاسبه احتمال خرابی آن با نرم‌افزار SAPHIRE

هدف تحقیق:

هدف از این تحقیق، به‌روزرسانی پارامترهای قابلیت اطمینان تمامی اجزاء سیستم خنک‌کننده (VE) با استفاده از روش Bayesian و محاسبه فرکانس خرابی سیستم با استفاده از نرم‌افزار SAPHIRE و مقایسه با داده‌های طراحی می‌باشد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

سیستم‌ها و تجهیزات یک نیروگاه اتمی در طی بهره‌برداری و با گذشت زمان در حال تغییر می‌باشند. این تغییرات می‌تواند تغییرات ناشی از مدرنیزاسیون، تغییر در دستورالعمل‌های بهره‌برداری و کنترل حوادث و غیره باشد. جهت تحلیل‌های ایمنی لازم است مدل‌های مربوطه بر اساس آخرین تغییرات رخ داده در نیروگاه بروز و تحلیل‌های ایمنی بر اساس آن انجام (Living PSA) و سطح ایمنی نیروگاه در زمان بهره‌برداری مشخص و تعیین شود. در این خصوص، با توجه به اینکه تحلیل‌های PSA نیروگاه بوشهر در مرحله طراحی و بر اساس اطلاعات طراحی انجام شده است، لازم است این تحلیل‌ها با توجه به تغییرات ایجاد شده در زمان بهره‌برداری (تغییرات فیزیکی، فرسودگی، تغییر در دستورالعمل‌ها، مدرنیزاسیون و ...) بروز شود. در پروژه حاضر تهیه مدل PSA جهت سیستم VE نیروگاه اتمی بوشهر بر اساس آخرین تغییرات انجام شده در آن و محاسبه پارامترهای قابلیت اطمینان آن با استفاده از روش Bayesian و محاسبه احتمال خرابی آن با نرم‌افزار SAPHIRE مد نظر می‌باشد.

محدوده کاری:

کلید تجهیزات سیستم VE نیروگاه

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- آشنایی با نرم‌افزار SAPHIRE و مدارک PSA نیروگاه
- مدل‌سازی سیستم VE توسط نرم‌افزار SAPHIRE با استفاده از داده‌های طراحی
- جمع‌آوری داده‌های بهره‌برداری سیستم VE
- به‌روزرسانی پارامترهای قابلیت اطمینان سیستم VE با استفاده از روش Bayesian مناسب
- مدل‌سازی مجدد سیستم VE با پارامترهای بروز شده توسط نرم‌افزار SAPHIRE
- مقایسه و نتیجه‌گیری

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

دسترسی به ژورنال‌های ثبت عیب، تست، تعمیرات و نگهداری و نصب تجهیزات سیستم VE

مراجع و منابع:

- [1]IAEA, “Living Probabilistic Safety Assessment (LPSA)”, TECDOC-1106, 1999.
- [2]IAEA, “Regulatory review of Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level-1”, TECDOC-1135, 2000.
- [3]Atomenergoproekt, «BNPP Probabilistic Safety Assessment, level 1», revision 0, Joint Stock Company, 2014.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	96-T-TE-145	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی گازهای نادر اکتیو موجود در هوای خروجی از استک نیروگاه‌های اتمی

هدف تحقیق:

هدف از این پروژه، دستیابی به دانش طراحی یک دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی گازهای نادر بتازای موجود در هوا و ساخت این دستگاه می‌باشد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به اینکه یکی از کاربردهای تجهیزات مهم مونیورینگ پرتویی، استفاده از آن جهت آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی گازهای نادر بتازای موجود در هوای خروجی استک نیروگاه می‌باشد، انجام مطالعه و تحقیق در این خصوص و بومی سازی دانش فنی آن از اهمیت زیادی برخوردار است. در این راستا این پروژه شامل دو مرحله طراحی (توسعه الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته حجمی، طراحی ساختار هندسی، طراحی برد الکترونیک)، ساخت تجهیزات و پیاده‌سازی الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته بر روی آن می‌باشد. در این خصوص لازم است فرایند جریان گازهای نادر در محفظه اندازه‌گیری دستگاه مدل سازی شده و بر اساس آن تابع پاسخ آشکار ساز دستگاه محاسبه گردد. سپس الگوریتم‌های محاسبه اکتیویته حجمی بر اساس داده‌های دریافت شده از آشکار ساز توسعه یافته که در مراحل بعدی بر روی پروسسور دستگاه پیاده سازی خواهد شد. همچنین طراحی فیزیکی دستگاه و چیدمان نسبی اجزاء دستگاه و در نهایت ساخت و تست دستگاه انجام می‌شود.

محدوده کاری:

این پروژه محدود به توسعه الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته حجمی، طراحی ساختار فیزیکی و چیدمان اجزای دستگاه طبق پارامترهای بهینه پرتوی بدست آمده از شبیه‌سازی‌های پرتوی، طراحی برد الکترونیکی دستگاه جهت انجام محاسبات لازم و پیاده‌سازی الگوریتم‌های ریاضیاتی بر روی پروسسور مرکزی آن و تعیین پروتکل‌های خروجی اطلاعات می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- فعالیت‌های کلی مورد نیاز در این پژوهش به قرار زیر می‌باشند:
- مطالعه ساختارهای اجزای دستگاه‌های آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی گازهای نادر بتازای موجود در هوای خروجی از استک نیروگاه‌های اتمی؛
- مطالعه ریاضیات مرتبط با محاسبه اکتیویته حجمی گازهای نادر بتازای موجود در هوا از روی داده‌های اندازه‌گیری شده توسط آشکار ساز دستگاه؛
- توسعه الگوریتم‌های ریاضیاتی محاسبه اکتیویته حجمی گازهای نادر بتازای موجود در هوا از

- روی داده‌های اندازه‌گیری شده توسط آشکارساز دستگاه؛
- طراحی ساختار فیزیکی دستگاه، چیدمان آشکارساز و محفظه اندازه‌گیری آن، اتصالات و ارتباطات میان اجزای دستگاه؛
 - طراحی برد الکترونیک دستگاه، شامل برد تقویت‌کننده، برد تحلیل گر چند کاناله و برد محاسبات اکتیویته از روی داده‌های آشکارساز؛
 - برنامه نویسی و پیادسازی الگوریتم ریاضیاتی محاسبه اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ‌های ید در هوا بر روی پروسور برد اصلی دستگاه؛
 - تهیه لیست تجهیزات و لیست قیمت‌های مرتبط؛
 - ساخت بردهای الکترونیک بر اساس طراحی‌ها؛
 - ساخت کلی دستگاه بر اساس طراحی؛
 - راستی آزمایی کارکرد دستگاه با انجام تست‌های آزمایشگاهی؛
 - در صورت امکان، راستی آزمایی کارکرد دستگاه با نصب در استک نیروگاه و مقایسه نتایج اندازه‌گیری آن با دستگاه‌های متناظر موجود در نیروگاه اتمی بوشهر.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- این پژوهش نیازمند دستیابی به منابع زیر می‌باشد:
- اطلاعات موردی اندازه‌گیری شده توسط دستگاه‌های آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی گازهای نادر بتازای موجود در هوای خروجی از استک نیروگاه اتمی بوشهر؛
- امکان استفاده از تجهیزات آزمایشگاهی جهت ساخت نمونه آزمایشگاهی از دستگاه؛
- امکان تست دستگاه ساخته‌شده در آزمایشگاه مناسب؛
- امکان تست دستگاه در داخل استک نیروگاه اتمی بوشهر.

■ مراجع و منابع:

- دفترچه‌های راهنما و بروشورهای دستگاه‌های آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی گازهای نادر بتازای موجود در هوا؛
- کتاب‌ها، مقالات و مدارک مرتبط با طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی گازهای نادر بتازای موجود در هوا؛
- داده‌های مرتبط از نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	96-T-TE-146	مهندسی هسته‌ای مهندسی برق (الکترونیک)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی ذرات معلق رادیواکتیو در هوای خروجی از استک نیروگاه‌های اتمی

هدف تحقیق:

هدف از این پروژه، دستیابی به دانش طراحی دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی ذرات معلق آلفا و بتا در هوای موجود در استک می‌باشد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به اینکه یکی از کاربردهای تجهیزات مهم مونیورینگ پرتویی، استفاده از آن جهت آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی ذرات معلق آلفا و بتا در هوای موجود در استک نیروگاه می‌باشد، انجام مطالعه و تحقیق در این خصوص و بومی سازی دانش فنی آن از اهمیت زیادی برخوردار است. در این راستا این پروژه شامل دو مرحله طراحی (توسعه الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته حجمی، طراحی ساختار هندسی، طراحی برد الکترونیک)، ساخت تجهیزات و پیاده‌سازی الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته بر روی آن می‌باشد. در این خصوص لازم است فرایند نشست ذرات معلق بر روی فیلترهای دستگاه مدل سازی شده و بر اساس آن تابع پاسخ آشکارساز دستگاه محاسبه گردد. سپس الگوریتم‌های محاسبه اکتیویته حجمی بر اساس داده‌های دریافت شده از آشکارساز توسعه یافته که در مراحل بعدی بر روی پروسسور دستگاه پیاده سازی خواهد شد. همچنین طراحی فیزیکی دستگاه و چیدمان نسبی اجزاء دستگاه و در نهایت ساخت و تست دستگاه انجام می‌شود.

محدوده کاری:

این پروژه محدود به توسعه الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته حجمی، طراحی ساختار فیزیکی و چیدمان اجزای دستگاه طبق پارامترهای بهینه پرتوی بدست آمده از شبیه‌سازی‌های پرتوی، طراحی برد الکترونیکی دستگاه جهت انجام محاسبات لازم و پیاده‌سازی الگوریتم‌های ریاضیاتی بر روی پروسسور مرکزی آن و تعیین پروتکل‌های خروجی اطلاعات می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مطالعه ساختارهای اجزای دستگاه‌های آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی ذرات معلق رادیواکتیو موجود در هوا؛
- مطالعه ریاضیات مرتبط با محاسبه اکتیویته حجمی ذرات معلق اکتیو موجود در هوا از روی داده‌های اندازه‌گیری شده توسط آشکارساز دستگاه؛
- توسعه الگوریتم‌های ریاضیاتی محاسبه اکتیویته حجمی ذرات معلق اکتیو موجود در هوا از روی داده‌های اندازه‌گیری شده توسط آشکارساز دستگاه؛

- طراحی ساختار فیزیکی دستگاه، چیدمان آشکارساز و فیلترهای آن، اتصالات و ارتباطات میان اجزای دستگاه؛
- طراحی برد الکترونیک دستگاه، شامل برد تقویت کننده، برد تحلیل گر چند کاناله و برد محاسبات اکتیویته از روی داده های آشکارساز؛
- برنامه نویسی و پیادسازی الگوریتم ریاضیاتی محاسبه اکتیویته حجمی ذرات معلق اکتیو در هوا بر روی پروسوسور برد اصلی دستگاه؛
- تهیه لیست تجهیزات و لیست قیمت های مرتبط؛
- ساخت بردهای الکترونیک بر اساس طراحی ها؛
- ساخت کلی دستگاه بر اساس طراحی؛
- راستی آزمایی کارکرد دستگاه با انجام تست های آزمایشگاهی؛
- در صورت امکان، راستی آزمایی کارکرد دستگاه با نصب در استک نیروگاه و مقایسه نتایج اندازه گیری آن با دستگاه های متناظر موجود در نیروگاه اتمی بوشهر.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات موردی اندازه گیری شده توسط دستگاه های آشکارسازی و اندازه گیری اکتیویته حجمی ذرات معلق رادیواکتیو موجود در هوای خروجی از استک نیروگاه اتمی بوشهر؛
- امکان استفاده از تجهیزات آزمایشگاهی جهت ساخت نمونه آزمایشگاهی از دستگاه؛
- امکان تست دستگاه ساخته شده در آزمایشگاه مناسب؛
- امکان تست دستگاه در داخل استک نیروگاه اتمی بوشهر.

■ مراجع و منابع:

- دفترچه های راهنما و بروشورهای دستگاه های آشکارسازی و اندازه گیری اکتیویته حجمی ذرات معلق رادیواکتیو موجود در هوا؛
- کتاب ها، مقالات و مدارک مرتبط با طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه گیری اکتیویته حجمی ذرات معلق رادیواکتیو موجود در هوا؛
- داده های مرتبط از نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه های اتمی (توانا)	96-T-TE-147	مهندسی هسته ای مهندسی برق (الکترونیک)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم افزار و شبیه سازی □ ساخت ■			

■ عنوان تحقیق:

طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ‌های ید در هوای خروجی از استک نیروگاه‌های اتمی

■ هدف تحقیق:

هدف از این پروژه، دستیابی به دانش طراحی دستگاه آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ‌های ید موجود در هوا و ساخت این دستگاه می‌باشد.

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به اینکه یکی از کاربردهای تجهیزات مهم مونیتورینگ پرتویی، استفاده از آن جهت آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ‌های ید موجود در هوای خروجی استک نیروگاهی می‌باشد، انجام مطالعه و تحقیق در این خصوص و بومی سازی دانش فنی آن از اهمیت زیادی برخوردار است. در این راستا این پروژه شامل دو مرحله طراحی (توسعه الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته حجمی، طراحی ساختار هندسی، طراحی برد الکترونیک)، ساخت تجهیزات و پیاده‌سازی الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته بر روی آن می‌باشد. در این خصوص لازم است فرایند نشست رادیوایزوتوپ‌های ید بر روی فیلترهای دستگاه مدل سازی شده و بر اساس آن تابع پاسخ آشکارساز دستگاه محاسبه گردد. سپس الگوریتم‌های محاسبه اکتیویته حجمی بر اساس داده‌های دریافت شده از آشکارساز توسعه یافته که در مراحل بعدی بر روی پروسور دستگاه پیاده سازی خواهد شد. همچنین طراحی فیزیکی دستگاه و چیدمان نسبی اجزاء دستگاه و در نهایت ساخت و تست دستگاه انجام می‌شود.

■ محدوده کاری:

این پروژه محدود به توسعه الگوریتم‌های محاسبات اکتیویته حجمی، طراحی ساختار فیزیکی و چیدمان اجزای دستگاه طبق پارامترهای بهینه پرتوی بدست آمده از شبیه‌سازی‌های پرتوی، طراحی برد الکترونیکی دستگاه جهت انجام محاسبات لازم و پیاده‌سازی الگوریتم‌های ریاضیاتی بر روی پروسور مرکزی آن و تعیین پروتکل‌های خروجی اطلاعات می‌باشد.

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مطالعه ساختارهای اجزای دستگاه‌های آشکارسازی و اندازه‌گیری اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ‌های ید موجود در هوای خروجی از استک نیروگاه‌های اتمی؛
- مطالعه ریاضیات مرتبط با محاسبه اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ‌های ید موجود در هوا از روی داده‌های اندازه‌گیری شده توسط آشکارساز دستگاه؛
- توسعه الگوریتم‌های ریاضیاتی محاسبه اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ‌های ید موجود در هوا از روی داده‌های اندازه‌گیری شده توسط آشکارساز دستگاه؛

- طراحی ساختار فیزیکی دستگاه، چیدمان آشکارساز و فیلترهای آن، اتصالات و ارتباطات میان اجزای دستگاه؛
- طراحی برد الکترونیک دستگاه، شامل برد تقویت کننده، برد تحلیل گر چند کاناله و برد محاسبات اکتیویته از روی داده های آشکارساز؛
- برنامه نویسی و پیادسازی الگوریتم ریاضیاتی محاسبه اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ های ید در هوا بر روی پروسوسور برد اصلی دستگاه؛
- تهیه لیست تجهیزات و لیست قیمت های مرتبط؛
- ساخت بردهای الکترونیک بر اساس طراحی ها؛
- ساخت کلی دستگاه بر اساس طراحی؛
- راستی آزمایی کارکرد دستگاه با انجام تست های آزمایشگاهی؛
- در صورت امکان، راستی آزمایی کارکرد دستگاه با نصب در استک نیروگاه و مقایسه نتایج اندازه گیری آن با دستگاه های متناظر موجود در نیروگاه اتمی بوشهر.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات موردی اندازه گیری شده توسط دستگاه های آشکارسازی و اندازه گیری اکتیویته حجمی ید رادیواکتیو موجود در هوای خروجی از استک نیروگاه اتمی بوشهر؛
- امکان استفاده از تجهیزات آزمایشگاهی جهت ساخت نمونه آزمایشگاهی از دستگاه؛
- امکان تست دستگاه ساخته شده در آزمایشگاه مناسب؛
- امکان تست دستگاه در داخل استک نیروگاه اتمی بوشهر.

■ مراجع و منابع:

- دفترچه های راهنما و بروشورهای دستگاه های آشکارسازی و اندازه گیری اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ های ید موجود در هوا؛
- کتاب ها، مقالات و مدارک مرتبط با طراحی و ساخت دستگاه آشکارسازی و اندازه گیری اکتیویته حجمی رادیوایزوتوپ های ید موجود در هوا؛
- داده های مرتبط از نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه های اتمی (توانا)	96-TE-148	مهندسی هسته ای مهندسی برق (الکترونیک)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم افزار و شبیه سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

آنالیز خستگی حرارتی در جریان سیال گذرا از اتصال T شکل خط تغذیه مدار دوم نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

تخمین عمر باقی‌مانده اتصال T شکل خط تغذیه مدار دوم نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در اتصال‌های T شکلی که دمای دو سیال ورودی به آن دارای اختلاف چشمگیری باشد، در ناحیه اختلاط دو جریان در خروجی اتصال، گردابه‌های جریان ایجاد می‌شوند. در اثر این گردابه‌ها جدار داخلی لوله دچار نوسان دمایی می‌شود. در نتیجه این نوسان دمایی، در سطح داخلی لوله تنش‌های نوسانی ایجاد می‌شود که باعث بروز پدیده خستگی چرخه بالا و در نهایت شکست آن‌ها می‌شود. در طی این تحقیق بر اساس داده‌های مربوط به جنس مواد محل اتصال T، پارامترهای سیال عبوری از آن و نحوه تغییرات دمای سیال، عمر باقی‌مانده اتصال تخمین زده می‌شود.

محدوده کاری:

اتصالات T شکل دارای اختلاف دمای بالا

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

تخمین عمر باقی‌مانده اتصال T شکل خط تغذیه مدار دوم نیروگاه اتمی بوشهر با کمک آنالیز خستگی چرخه بالا

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

استفاده از آنالیز CFD در انجام این تحقیق ضروری می‌باشد.

مراجع و منابع:

مدارک و نقشه‌های موجود و مرتبط با سیستم‌های مدار دوم نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	96-T-TE-149	مهندسی مکانیک	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

اتصال غیرهمجنس بین آلیاژ آلومنیوم ۶۰۶۱ و فولاد زنگ‌زن آستینیتی ۳۲۱ به وسیله فرآیند جوشکاری اصطکاکی اغتشاشی

هدف تحقیق:

بررسی تاثیر پارامترهای مختلف جوشکاری اصطکاکی اغتشاشی اعم از سرعت چرخشی، سرعت پیشروی، زاویه انحراف، عمق فروروی ابزار و ... بر جوش‌پذیری، استحکام و سایر خواص مکانیکی اتصال

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در ساخت بعضی تجهیزات نیاز به اتصال غیرهمجنس بین آلیاژ آلومنیوم و فولاد زنگ‌زن می‌باشد. در این تحقیق با توجه به اختلاف زیاد بین خواص مکانیکی و فیزیکی آلیاژ آلومنیوم و فولاد زنگ‌زن، اتصال این مواد به وسیله روش‌های ذوبی مرسوم با چالش‌های بسیاری همراه است. لذا برای دستیابی به اتصال با خواص مکانیکی موردنظر، از روش جوشکاری اصطکاکی اغتشاشی استفاده شده است.

محدوده کاری:

انجام فرآیند جوشکاری اصطکاکی اغتشاشی روی نمونه‌ها، آزمایش‌های مختلف متالوگرافی و مکانیکی

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه نمونه‌های جوشکاری در ابعاد و ضخامت مورد نظر
- تحلیل نتایج آزمایش‌های مختلف صورت گرفته روی نمونه‌ها
- دستگاه جوشکاری اصطکاکی اغتشاشی، آزمایشگاه متالوگرافی و خواص مکانیکی

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز: -**مراجع و منابع:**

استانداردهای مربوط

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسی و ساخت نیروگاه‌های اتمی	97-M-TE-161	مهندسی مواد و خوردگی	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی استراتژی‌های مختلف از کاراندازی تاسیسات هسته‌ای و انتخاب استراتژی بهینه

هدف تحقیق:

انتخاب استراتژی بهینه از کاراندازی تاسیسات هسته‌ای بر اساس معیارهای مختلف فنی، اقتصادی، اجتماعی و زیست‌محیطی

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

ویژگی‌های آن می‌توان از استراتژی‌های مختلفی برای از کاراندازی یک سایت هسته‌ای بهره برد. با استفاده از تجربیات کشورهای مختلف و همچنین بر اساس معیارهای موثر می‌توان استراتژی مناسب را برای تاسیسات هسته‌ای در کشور انتخاب کرد. این معیارهای می‌توانند شامل معیارهای فنی، اقتصادی، زیست‌محیطی و اجتماعی و سیاسی باشند. استفاده از روش‌های مختلف تصمیم‌گیری چند معیاره می‌تواند در انتخاب روش بهینه موثر باشد. همچنین برچینی تاسیسات هسته‌ای در نهایت تولیدکننده پسماندهایی است که نیاز به مدیریت دارند. پسماندهایی که در مرحله از کاراندازی بدست می‌آیند، معمولاً با نوع پسماندهایی که در مرحله بهره‌برداری آن تاسیسات تولید می‌شوند متفاوت می‌باشند. این اطمینان باید وجود داشته باشد که سیستم‌ها و تجهیزات مورد نیاز برای از کاراندازی تاسیسات وجود داشته باشد و همچنین پیش‌بینی‌های لازم برای مدیریت و دفن پسماندهای حاصله وجود داشته باشد.

محدوده کاری:

انتخاب یکی از تاسیسات هسته‌ای و بررسی آن

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

انتظار می‌رود که در انتهای این بررسی‌ها استراتژی‌های مختلف از کاراندازی مورد بررسی قرار گیرد. همچنین معیارهای مختلف موثر در انتخاب استراتژی‌ها شناسایی شوند و با استفاده از روش‌های تصمیم‌گیری روشی بهینه انتخاب شود.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز: -

■ مراجع و منابع:

اسناد و مدارک آژانس بین‌المللی انرژی اتمی می‌تواند مورد استفاده قرار بگیرد.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت پسمانداری صنعت هسته‌ای ایران	97-W-TE-162	مهندسی هسته‌ای محیط زیست	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

امکان‌سنجی استفاده از سیستم اسپری جهت خنک‌سازی استخر سوخت‌های مصرف شده نیروگاه بوشهر در شرایط اضطراری

هدف تحقیق:

بررسی امکان خنک‌سازی استخر سوخت با استفاده از سیستم اسپری در شرایط حوادث وخیم

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از راهبردهای پیشنهادی EPRI در مدیریت حوادث وخیم، جهت برداشت حرارت از استخر سوخت و جلوگیری از ذوب سوخت‌های مصرف شده، استفاده از سیستم اسپری می‌باشد. این روش به ویژه امکان خنک‌سازی از بالا به پایین مجتمع‌های سوخت در شرایط کاهش سطح آب و هم‌زمان چگالش بخار موجود در محفظه‌ی ایمنی را فراهم می‌سازد. در نیروگاه اتمی بوشهر با توجه به قرارگیری استخر سوخت‌های مصرف شده در محفظه‌ی ایمنی امکان به‌کارگیری چنین راهبردی وجود دارد. این مسأله حین تست سیستم اسپری نیز مشاهده و مقدار آب وارد شده به استخر نیز محاسبه گردیده است. در نتیجه برداشت حرارت از استخر سوخت به کمک اسپری می‌تواند به عنوان یکی از گزینه‌های پیشنهادی در مدیریت حوادث وخیم مورد استفاده قرار گیرد. برای انجام پژوهش مذکور باید محفظه‌ی ایمنی نیروگاه و استخر سوخت‌های مصرف شده به کمک یک کد ترموهیدرولیکی مناسب شبیه‌سازی گردد. در این شبیه‌سازی لازم است میزان برداشت حرارت از مجتمع‌های سوخت ارزیابی و امکان خنک‌سازی سوخت‌های مصرف شده در شرایط اضطراری مورد مطالعه قرار گیرد.

محدوده کاری:

محفظه‌ی ایمنی، استخر ذخیره سوخت‌های مصرف شده نیروگاه اتمی بوشهر و سیستم اسپری

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه پایگاه داده
- شبیه‌سازی محفظه‌ی ایمنی، استخر سوخت و سیستم اسپری به کمک کد مناسب
- اعتبار‌سنجی و صحت‌گذاری
- تحلیل نتایج

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- کد کامپیوتری مناسب نظیر MELCOR
- داده های لازم جهت شبیه سازی استخر سوخت، محفظه ای ایمنی و سیستم اسپری

■ مراجع و منابع:

- مدارک طراحی نیروگاه اتمی بوشهر
- گزارش ایمنی نهایی نیروگاه اتمی بوشهر
- مدارک کارخانه ای تجهیزات سیار

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه های اتمی (توانا)	97-T-TE-163	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم افزاری و شبیه سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

آنالیز ترموهیدرولیکی به کارگیری تجهیزات سیار در برداشت حرارت از استخر سوخت‌های مصرف‌شده نیروگاه بوشهر حین شرایط بی‌برقی کامل SBO

هدف تحقیق:

پیشنهاد راهکار به منظور آبرسانی به استخر سوخت با توجه به شرایط و محدودیت‌های حوادث وخیم، انجام آنالیزهای کفایت

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از حوادثی که در محدوده استرس تست، حوادث ماورای طراحی و حوادث وخیم مورد بررسی و ارزیابی قرار می‌گیرد، حادثه قطع کامل تمامی منابع برق AC خارج از نیروگاه، سیستم تأمین برق داخلی نیروگاه و سیستم تأمین برق اضطراری می‌باشد. در اثر قطع کامل برق نیروگاه فرایند برداشت حرارت از استخر سوخت متوقف شده و در صورت ادامه وضعیت قطع برق، آب استخر شروع به تبخیر و با گذشت زمان سطح مجتمع‌های سوخت خشک و دمای سوخت افزایش و نهایتاً منجر به صدمه به سوخت‌های موجود در استخر سوخت خواهد شد. لذا امکان آبرسانی به استخر سوخت در شرایط فوق به منظور پیشگیری از بروز وضعیت ذوب قلب براساس تجارب بدست آمده از حادثه فوکوشیما بسیار حائز اهمیت است.

جهت انجام این پروژه لازم است ضمن شناسایی و آشنایی کامل با سیستم‌های ایمنی نیروگاه بوشهر در ابتدا یک آنالیز و ارزیابی اولیه‌ی ایمنی بر روی استخر سوخت در برابر حادثه SBO بوسیله‌ی کدهای معتبر ترموهیدرولیکی انجام شود. سپس سناریوهای مختلف پیشنهادی در به کارگیری تجهیزات سیار جهت خنک‌سازی استخر سوخت مورد بررسی قرار گیرد و وضعیت برداشت حرارت از استخر سوخت در طولانی مدت بررسی و تحلیل گردد. سپس با توجه به نتایج بدست آمده، بهینه‌ترین روش از لحاظ فنی، زمانی و اقتصادی معرفی گردد.

محدوده کاری:

استخر سوخت‌های مصرف‌شده نیروگاه بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی رفتار ترموهیدرولیکی استخر سوخت‌های مصرف‌شده و شناسایی آسیب‌پذیری
- بررسی ظرفیت‌های سیستم‌ها و تجهیزات نیروگاه و پیشنهاد راهکار
- آنالیز راهکارهای پیشنهادی
- اعتبار سنجی و صحه‌گذاری
- تحلیل نتایج و انتشار گزارش

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- کد کامپیوتری مناسب
- اطلاعات طراحی استخر سوخت‌های مصرف شده نیروگاه اتمی بوشهر

■ مراجع و منابع:

مدارک طراحی نیروگاه اتمی بوشهر، گزارش ایمنی نهایی نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	97-T-TE-164	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

تحلیل حساسیت تغییرات پارامترهای راکتیویته و DNBR (Departure Nucleate Boiling Ratio) نسبت به تغییرات پارامترهای اولیه نوترونیکی و ترموهیدرولیکی از طریق مطالعه موردی نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

ارتقای ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر بر اساس مشخص نمودن میزان اهمیت تغییرات پارامترهای اولیه مانند دما، فشار، دبی و غیره، بر روی حاشیه‌های ایمنی مانند تغییرات DNBR و راکتیویته.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به حساسیت تغییرات حاشیه‌های ایمنی مانند DNBR که مقادیر غیر مجاز آن باعث ایجاد بحران غلیان در قلب از طریق ایجاد لایه نازکی از فیلم و جلوگیری از انتقال حرارت می‌شود، لازم است تا مقادیر این پارامترها به صورت مداوم پایش شوند. اطلاع از میزان حساسیت این پارامترها بر اساس تغییرات پارامترهای اولیه نوترونیکی و ترموهیدرولیکی که به صورت مداوم از طریق سنسورهای داخل قلب محاسبه می‌شوند، می‌تواند در کنترل مقادیر این پارامترها در محدوده مجاز مفیده فایده باشد. در واقع اطلاع از نحوه تغییرات حاشیه‌های ایمنی بر اساس تغییرات پارامترهای اولیه بر اساس رویکرد برخورد با حوادث بر مبنای تشخیص با علایم می‌باشد. از این طریق اپراتور بر اساس مشاهدات خود از سیر تغییرات حاشیه‌های ایمنی مطلع شده و می‌تواند اقدامات کنترلی لازم را انجام دهد. پیشنهاد می‌شود تا با توسعه یک شبکه عصبی مصنوعی نسبت به تأثیرات تغییرات پارامترهای اولیه به عنوان ورودی، بر روی تغییرات حاشیه‌های ایمنی به عنوان خروجی، اطلاع حاصل شود.

محدوده کاری:

این پژوهش محدود به بررسی و تحلیل حوادث و بهبود انجام اقدامات کنترلی پیشگیرانه در نیروگاه اتمی بوشهر می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- توسعه و اعتبارسنجی یک شبکه عصبی مصنوعی؛
- انتخاب سناریوهای حوادث مناسب از مرجع FSAR جهت بررسی میزان حساسیت حاشیه‌های ایمنی با رویکرد وجود داده‌های کافی؛
- استخراج و استانداردسازی داده‌ها از نمودارهای مربوط به هر سناریو از مرجع FSAR؛
- آموزش روش توسعه داده شده توسط داده‌های استخراج شده و محاسبه پارامترهای هدف به کمک داده‌های تست؛
- مهندسی فرآیند تغییر بازه عددی پارامترهای اولیه ورودی به صورت منطقی و انجام چندباره‌ی محاسبات؛
- تهیه گزارش و تحلیل نتایج بدست آمده.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- نرم افزار یا کد محاسباتی مناسب مانند نرم افزار متلب؛
- دسترسی به داده ها و نمودارهای مرجع FSAR.

■ مراجع و منابع:

- مدارک طراحی نیروگاه اتمی بوشهر؛
- گزارش ایمنی نهایی نیروگاه اتمی بوشهر (FSAR).

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه های اتمی (توانا)	97-T-TE-166	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم افزاری و شبیه سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

تهیه سیکل عملیات ترمومکانیکال (مراحل فورجینگ و آنیل) آلایژ Al6061

هدف تحقیق:

بررسی تاثیر عملیات ترمومکانیکال روی خواص آلایژ Al6061 در ضخامت و قطرهای بالا

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به ضخامت بالا (حدود ۲۰ سانتی‌متر) و همچنین قطر بالای آلایژ آلومینیوم مورد استفاده در ساخت Tube sheet ها، کنترل خواص مکانیکی و ریزساختار نهایی متربال مذکور اهمیت بالایی دارد که مستلزم طراحی و کنترل پارامترهای عملیات ترمومکانیکال جهت کنترل فرآیندهای بازیابی، تبلور مجدد و رشد دانه و در نتیجه حصول یک ریزساختار با اندازه دانه ریز و یکنواخت، همچنین استحکام و انعطاف‌پذیری مطلوب می‌باشد.

محدوده کاری:

انجام آزمایشات کار گرم، همچنین کار سرد و آنیل بعدی، رسم نمودارهای تنش - کرنش مربوطه، تعیین میزان و نرخ کرنش و دماهای اعمال کرنش و آنیل بعدی مطلوب.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه سیکل عملیات ترمومکانیکال مناسب جهت دستیابی به خواص مکانیکی موردنظر
- تحلیل استحاله‌های فازی، بررسی فرآیندهای لغزش، حرکت ناب‌جایی‌ها و ...

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ تجهیزات لازم جهت انجام عملیات ترمومکانیکال، آزمایشگاه متالوگرافی، آزمایشگاه خواص مکانیکی، SEM و ...

مراجع و منابع:

استانداردهای مربوطه، بررسی آخرین مقالات تحقیقاتی در این زمینه

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	97-T-TE-168	مهندسی مکانیک مهندسی مواد و خوردگی	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی امکان بروز خوردگی شیاری و حفره‌دار فولاد زنگ‌نزن ۳۲۱ در حضور یون کلر

هدف تحقیق:

بررسی تاثیر یون کلر در دماها و غلظت‌های مختلف بر بروز خوردگی شیاری و حفره‌ای در تجهیزات ساخته شده از جنس فولاد زنگ‌نزن ۳۲۱

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

وقوع خوردگی شیاری و حفره‌دار شدن در فولاد زنگ‌نزن ۳۲۱ می‌تواند باعث ایجاد ترک و حفره در آن شده و باعث نشت سیال به محیط‌های دیگر شود. از این رو این تحقیق سعی بر این دارد با بررسی متغیرهای مختلف متالورژیکی و محیطی بروز آن را بررسی کرده و اطلاعات لازم برای جلوگیری از آن را ارائه دهد.

محدوده کاری:

انجام آزمایش‌ها خوردگی، متالوگرافی و .. و تحلیلی نتایج حاصل

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- جمع‌آوری اطلاعات و انجام آزمایش‌های مختلف خوردگی
- پیش‌بینی رفتار خوردگی فولاد زنگ‌نزن ۳۲۱ در شرایط محیطی موردنظر

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- تجهیزات مربوط به آزمایش‌های خوردگی

مراجع و منابع:

- استانداردهای مربوط

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	97-T-TE-169	مهندسی مواد و خوردگی	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

محاسبه حجم آب ذخیره‌ی مورد نیاز جهت تأمین کارکردهای حساس ایمنی در شرایط حوادث
ماورای طراحی برای ۷۲ ساعت

هدف تحقیق:

آنالیز سناریوهای مختلف برداشت حرارت از قلب راکتور و استخراج سوخت، یافتن بهینه‌ترین شرایط
از حیث دبی آب مورد نیاز و محاسبه‌ی حجم آب مصرفی مورد نیاز جهت تأمین کارکردهای
حساس ایمنی برای ۷۲ ساعت در حوادث ماورای طراحی

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از موارد ایمنی که در ساخت نیروگاه‌های جدید مورد توجه قرار گرفته است، فراهم
ساختن امکان برداشت حرارت از قلب راکتور برای ۷۲ ساعت در شرایط حوادث ماورای طراحی
است. برای این منظور در طراحی واحدهای جدید نیروگاه بوشهر نیز از آکومولاتورهای مرحله
سوم استفاده شده است. در واحد یک نیروگاه اتمی بوشهر در حین نشت در مدار اولیه و عدم
دسترسی به بخش فعال سیستم ECCS، امکان برداشت حرارت بعد از حدود دو ساعت از شروع
حادثه با چالش روبرو می‌گردد، لذا تأمین آب در این شرایط از نقاط ضعف نیروگاه بوده که
باید در برنامه‌ی مدیریت حوادث و خیم نیروگاه مرتفع گردد. برای این منظور لازم است حجم
آب ذخیره‌ی مورد نیاز با توجه به حداقل دبی مورد نیاز جهت برداشت حرارت از قلب راکتور
محاسبه گردد.

جهت انجام این پروژه لازم است، کمترین جریان آب ورودی به راکتور جهت برداشت حرارت از
قلب راکتور و پیشگیری از ذوب قلب برای سناریوهای مختلف به کمک کدهای ترموهیدرولیکی
مناسب محاسبه گردد، سپس با توجه به آهنگ مصرفی، حجم آب ذخیره‌ی مورد نیاز جهت
برداشت حرارت از قلب راکتور و هم چنین فشار هیدرواستاتیکی لازم محاسبه گردد. در پایان
نیز راهکار مناسب به منظور برداشت حرارت پسماند برای ۷۲ ساعت به صورت پسیو در شرایط
حوادث ماورای طراحی و از دست رفتن بخش فعال سیستم ECCS پیشنهاد گردد.

محدوده کاری:

مدار اول نیروگاه بوشهر، سیستم برداشت حرارت اضطراری از قلب راکتور

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه پایگاه داده
- مدل‌سازی ترموهیدرولیکی مدار اول و سیستم ECCS
- تهیه کد کامپیوتری و آنالیز سناریوهای مختلف نشت در مدار اولیه و عدم دسترسی به بخش فعال سیستم ECCS
- اعتبارسنجی و صحت‌گذاری
- تحلیل نتایج

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- کد کامپیوتری مناسب
- اطلاعات طراحی مدار اول و سیستم ECCS نیروگاه اتمی بوشهر

■ مراجع و منابع:

مدارک طراحی نیروگاه اتمی بوشهر، گزارش ایمنی نهایی نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	97-T-TE-170	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

استفاده از آنالیز نویز نوترونی به منظور تعیین موقعیت مجتمع سوخت معیوب دارای نشت محصولات شکافت از غلاف سوخت

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از چالش‌های بهره‌برداری، پایش یکپارچگی غلاف سوخت به‌منظور بررسی نشت محصولات شکافت از غلاف سوخت به خنک‌کننده مدار اول می‌باشد. اطمینان از وجود یا عدم وجود نشت محصولات شکافت در قلب راکتور در زمان بهره‌برداری، با بررسی اکتیویته آب مدار اول حاصل می‌گردد. اما برای مشخص شدن سوخت معیوب، پس از خاموش کردن راکتور تمامی سوخت‌ها تا پیدا کردن سوخت معیوب، باید بوسیله نشتیاب، مورد بررسی قرار گیرند که این امری بسیار زمان‌بر همراه با ریسک جابه‌جایی متعدد سوخت و تولید پسمان می‌باشد. هر تغییری در عناصر یک راکتور، خودش را به صورت تغییر در سطح مقطع‌های مربوطه نشان می‌دهد. این تغییرات سطح مقطع‌ها را «اختلالات» می‌نامند. بر مبنای تئوری نویز نوترون، چشمه نویز، اختلالات بوجود آمده و نویز نوترون تغییرات شار نوترون حول مقدار متوسط خود می‌باشد. به نظر می‌رسد نشت محصولات شکافت از سوخت و ورود آن به خنک‌کننده را بتوان بعنوان چشمه نویز در نظر گرفت. دلیل اصلی آن نیز خروج زینان با سطح مقطع بالایی جذب از غلاف سوخت به خنک‌کننده می‌باشد. با توجه به وجود آشکارسازها نوترونی در موقعیت‌های متفاوت درون قلب، امکان آنالیز داده‌های آن‌ها برای پایش یکپارچگی غلاف دور از ذهن نمی‌باشد. در واقع این پژوهش قصد دارد تا با بررسی داده‌های نوترونی قلب راکتور و استفاده از فیزیک حاکم بر فرایندهای نویز نوترونیک، ارتباطی بین خروج محصولات شکافت از غلاف سوخت و اطلاعات خروجی آشکارسازها پیدا کند.

■ محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مطالعه و بررسی نویز نوترونی به عنوان ابزار اصلی کار
- مطالعه و بررسی فرآیند نشتی و تاثیر آن بر پارمترهای نوترونی به‌عنوان چشمه نویز نوترون
- مطالعه و بررسی آشکارسازهای قلب راکتور به عنوان ابزار اندازه‌گیری نویز نوترونی
- توسعه نرم‌افزار تعیین موقعیت مجتمع سوخت معیوب به استفاده از آنالیز نویز نوترونی
- اعتبارسنجی نرم‌افزار با داده‌ها و گزارش‌های بهره‌برداری سیکل چهارم و پنجم نیروگاه اتمی

بوشهر

■ امکانات و تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- آشنایی با مفاهیم نظریه فرآیندهای تصادفی و آنالیز نویز نوترونی در قلب راکتور هسته‌ای
- مدارک و گزارش‌های بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر در خصوص یکپارچگی غلاف سوخت
- مدارک و گزارش‌های بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر در خصوص آشکارسازها درون قلب

واحد درخواست کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	98-T-TE-174	مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بررسی و انتخاب پوشش‌های پلیمری مناسب جهت استفاده در خطوط انتقال آب دریای نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

انتخاب پوشش پلیمری سازگار با محیط آب دریا جهت افزایش خواص ضد خوردگی تجهیزات و لوله‌های فولادی نیروگاه اتمی بوشهر.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

قطعات فولادی با توجه به مقرون به صرفه بودن و خواص مکانیکی کاربرد فراوانی در صنایع دارند. اما این آلیاژها مقاومت به خوردگی پایینی را در شرایط کاری دریایی از خود نشان می‌دهند. استفاده از پوشش‌های مختلف روی سطح منجر به افزایش مقاومت به خوردگی آن‌ها در محیط مذکور می‌گردد. یکی از انواع این پوشش‌ها، استفاده از پلیمرها به عنوان پوشش می‌باشد. اما از مهمترین مشکلات موجود در این پوشش‌ها، عدم چسبندگی مناسب و نفوذپذیری بالای آن‌ها است که منجر به کاهش عمر کاری این پوشش‌ها می‌گردد. هدف از انجام این پژوهش انتخاب پوشش پلیمری مناسب به منظور بهبود طول عمر کاری و خواص آن در محیط آب دریا می‌باشد.

محدوده کاری:

بررسی‌های آزمایشگاهی پوشش مورد نظر در محیط آب دریا.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- اعمال پوشش‌های مختلف در شرایط آزمایشگاهی برای رسیدن به پارامترهای بهینه پوشش
- ارزیابی پوشش با استفاده از تجهیزات آزمایشگاهی مرتبط
- ارزیابی پوشش‌های اعمالی در شرایط واقعی کاری
- تحلیل نتایج آزمون‌های خوردگی

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ تجهیزات آزمایشگاهی همچون پتانسیواستات، میکروسکوپ‌های نوری و الکترونی، تجهیزات آزمون سایش و ...

مراجع و منابع:

- گزارش‌های نیروگاه در این حوزه
- اسناد، کتاب‌ها و مقالات علمی

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	98-N-TE-175	مهندسی مواد و خوردگی	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

محاسبات پشتیبان تهیهی دستورالعمل های SAM برای انتقال آب تانک هوازداي نیروگاه اتمی بوشهر
به مولدهای بخار حین حادثه SBO

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از استراتژی های پیشنهادی مدیریت حوادث شدید در نیروگاه اتمی بوشهر، کاهش فشار مولدهای بخار این نیروگاه از طریق شیرهای BRU-A و هدایت آب موجود در تانک هوازداي مدار دوم به مولدهای بخار است. از آنجاییکه حوادث شدید در طراحی نیروگاه در نظر گرفته نشده است امکان پذیر بودن و شرایط اجرای هریک از استراتژی های مدیریت حوادث شدید باید از طریق محاسبات پشتیبان مشخص شود. در این پژوهش امکان انتقال آب تانک هوازداي مدار دوم نیروگاه اتمی بوشهر واقع در ساختمان توربین این نیروگاه با استفاده از فشار اولیه موجود در این تانک به مولدهای بخار نیروگاه بوشهر حین حادثه SBO مورد بررسی قرار خواهد گرفت و تأثیر آن در ایجاد تأخیر و جلوگیری از پیشرفت حادثه به کمک کدهای محاسباتی ترموهیدرولیکی مورد ارزیابی قرار می گیرد. نتایج این پژوهش می تواند در راستای تهیهی دستورالعمل های مدیریت حوادث شدید نیروگاه اتمی بوشهر مورد استفاده قرار گیرد و در خصوص استفاده از ظرفیت های طراحی جهت مقابله با حوادث ماورای طراحی و شدید راهکار جدید پیشنهاد نماید.

محدوده کاری:

مدار اول و مدار دوم نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- انجام مطالعات اولیه و جمع آوری اطلاعات
- تهیه پایگاه داده
- تهیه مدل محاسباتی
- تهیه فایل ورودی کد و راستی آزمایی
- شبیه سازی حادثه و ارزیابی راهکار
- استخراج و تحلیل نتایج

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- داده های لازم جهت شبیه سازی مدار اول و دوم
- کد آنالیز ترموهیدرولیکی مناسب

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه های اتمی (توانا)	98-T-TE-176	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی □ طراحی □ نرم افزاری و شبیه سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

پوشش‌دهی صفحات نگهدارنده مسی کندانسور به صورت درجا جهت افزایش طول عمر آن‌ها

هدف تحقیق:

بررسی و امکان‌سنجی اعمال پوشش‌های مختلف به روش درجا بر روی تجهیزات مسی کندانسور و آزمودن پارامترهای هر روش به منظور رسیدن به بهینه‌ترین پوشش با خواص خوردگی و سایش مطلوب.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به رخداد پدیده خوردگی صفحات مسی نگهدارنده کندانسور در مدار دوم با شیمی آب خاص این مدار، اتخاذ تدابیری برای کاهش و یا حذف این معضل با توجه به عواقب آن از اهمیت بالایی برخوردار است. از آنجا که تغییر شیمی آب مدار دوم می‌تواند خود چالش‌های جدیدی ایجاد کرده و از طرفی تغییر جنس آلیاژ نیز امکان‌پذیر نیست، اعمال پوشش مناسب بر روی این صفحات نگهدارنده جهت بالا بردن مقاومت آن در برابر خوردگی و سایش به عنوان بهترین گزینه پیش رو، هدف اصلی این پژوهش می‌باشد.

محدوده کاری:

بررسی‌های آزمایشگاهی آلیاژ مورد نظر در محیطی مشابه مدار دوم و ارزیابی نتایج حاصل.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- اعمال پوشش‌های مختلف در شرایط آزمایشگاهی برای رسیدن به پارامترهای بهینه پوشش
- ارزیابی پوشش با استفاده از تجهیزات آزمایشگاهی مرتبط
- ارزیابی پوشش‌های اعمالی در شرایط واقعی کاری
- تحلیل نتایج آزمون‌های خوردگی و سایش

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ تجهیزات آزمایشگاهی همچون پتانسیواستات، میکروسکوپ‌های نوری و الکترونی، تجهیزات آزمون سایش و ...

مراجع و منابع:

- گزارش‌های نیروگاه در این حوزه
- اسناد، کتاب‌ها و مقالات علمی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	98-N-TE-178	مهندسی مواد و خوردگی	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

تهیه نرم افزار سیستم حسابرسی مواد هسته‌ای با هدف به کارگیری در واحدهای جدید نیروگاه‌های اتمی قدرت

هدف تحقیق:

- تهیه و تولید گزارشات حسابرسی مواد هسته‌ای با دقت بالا و بدون خطا،
- آرشیو سوابق مواد هسته‌ای و تسهیل ردگیری تاریخچه مواد هسته‌ای،

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به توافق نامه های پادمانی منعقد شده مابین کشور جمهوری اسلامی ایران و آژانس بین المللی انرژی اتمی، ضروری است سیستم حسابرسی در مؤسسات هسته‌ای، منجمده در نیروگاه‌های اتمی قدرت استقرار یابد. سیستم حسابرسی بایستی به گونه‌ای باشد، که ورود و خروج مواد هسته‌ای در آن قابل کنترل و اندازه گیری باشد. در نیروگاه‌های قدرت، ۲ نوع مواد هسته‌ای وجود دارد که شامل:

- مجتمع سوخت که جهت بارگذاری در قلب راکتور و تولید قدرت از آن استفاده می‌شود،
- مواد هسته‌ای با مقادیر کم که بعنوان منابع پرتوزا، کاربردهایی مانند اندازه گیری پارامترها، ایجاد پوشش حفاظتی منابع پرتوزا، کالیبره نمودن تجهیزات اندازه گیری و سایر موارد از آن استفاده می‌شود.

محدوده کاری:

نیروگاه‌های اتمی قدرت

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام پایان نامه:

- نرم افزار مورد اشاره بایستی قابلیت‌های زیر را دارا باشد:
- امکان ورود داده‌ها (بصورت دستی/فایلی)
- ذخیره سازی و آرشیو داده‌ها،
- امکان فیلترسازی داده‌ها و ردگیری سوابق مواد هسته‌ای،
- تهیه گزارشات پادمانی و نقشه‌های قرارگیری مواد هسته‌ای بر اساس فرمت استاندارد مربوطه،
- انجام عملیات ریاضی میان‌یابی تغییرات ایزوتوپی مواد هسته‌ای بر اثر برن آپ (Burn Up)،

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- آشنایی با زبان برنامه‌نویس مناسب بر اساس انتظارات ارائه شده،
- دریافت اطلاعات و راهنمایی‌های لازم از مشاور صنعتی.

■ مراجع و منابع:

■ مدرک Code ۱۰ – model با عنوان REPORT FORMS AND EXPLANATIONS FOR THEIR USE

■ حسابرسی و بازرسی مواد و مؤسسات هسته‌ای از دیدگاه پادمان آژانس بین‌المللی انرژی اتمی.
تالیف نعمت‌ا... رجب زاده ۱۳۹۰

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	98-N-TE-179	مهندسی هسته‌ای مهندسی کامپیوتر	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

تهیه و توسعه کد کامپیوتری جهت محاسبه دز دریافتی کارکنان ناشی از تجمع محصولات خوردگی بر روی تجهیزات و لوله‌های مدار اول نیروگاه اتمی

هدف تحقیق:

- تهیه و تولید گزارشات حسابرسی مواد هسته‌ای با دقت بالا و بدون خطا،
- آرشیو سوابق مواد هسته‌ای و تسهیل ردگیری تاریخچه مواد هسته‌ای،

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از عواملی که باعث افزایش دز دریافتی پرسنل شاغل در نیروگاه اتمی می‌شود، پرتوگیری ناشی از انجام تعمیرات و بازرسی از سیستم‌ها و تجهیزات مدار اول نیروگاه می‌باشد. در زمان انجام تعمیرات و بازرسی از سیستم‌ها و تجهیزات مدار اول ممکن است پرسنل از تجهیزات حفاظتی کامل برخوردار نباشند و به دلیل تماس مستقیم با برخی از سیستم‌ها و تجهیزات مدار اول، دچار پرتوگیری شوند. از این رو، بررسی وضعیت میزان مواد رادیواکتیو رسوب کرده در مدار اول نیروگاه اتمی از نقطه نظر ایمنی و رعایت حدود پرتوگیری بخصوص در زمان خاموشی راکتور و حین انجام تعمیرات و بازرسی از اهمیت زیادی برخوردار می‌باشد. در نیروگاه‌های مدل WWER، بیش از ۹۹ درصد آلودگی پرتویی مدار اول ناشی از محصولات خوردگی می‌باشند که این محصولات به دلیل حضور در سیال مدار اول و در اثر برخورد شار نوترونی به آن‌ها، اکتیو شده و به مرور زمان در سطوح داخلی تجهیزات و لوله‌های مدار اول نیروگاه رسوب می‌نمایند. مکانیزم ایجاد مواد پرتوزا در مدار اول نیروگاه، حاصل فرآیندی چند مرحله‌ای است که عبارت است از: خوردگی سطوح فلزی تجهیزات و لوله‌های مدار اول، نفوذ محصولات خوردگی به سیال خنک‌کننده، انتقال محصولات خوردگی به داخل قلب راکتور، فعال‌سازی رسوبات به دلیل قرار گرفتن در معرض شار نوترونی، رهاسازی محصولات پرتوزا (اکتیو شده) به سیال خنک‌کننده، انتقال مواد اکتیو شده به سطوح تجهیزات و تثبیت آن‌ها در لوله‌ها و تجهیزات مدار اول در خارج از قلب راکتور. هدف از پیشنهاد این پروژه تهیه و توسعه یک کد کامپیوتری جهت شبیه‌سازی مکانیزم‌های ذکر شده در بالا و تخمین میزان دز دریافتی ناشی از رسوب محصولات خوردگی بر روی سیستم‌ها و تجهیزات مدار اول نیروگاه در زمان بهره‌برداری از نیروگاه می‌باشد. جهت صحت‌سنجی کد توسعه داده شده، از داده‌های تجربی و مقایسه آن‌ها با نتایج حاصل از شبیه‌سازی ریاضی استفاده می‌شود.

با استفاده از کد توسعه داده شده، امکان شبیه‌سازی و ارزیابی اثرات عوامل داخلی، پارامترها و مکانیزم‌های محصولات خوردگی و اکتیو شدن آن‌ها فراهم شده و بر اساس نتایج بدست آمده می‌توان دستورالعمل‌های بهره‌برداری را اصلاح و به ارائه توصیه‌های عملی جهت کاهش دز دریافتی کارکنان اقدام نمود. علاوه بر آن از کد مذکور می‌توان در طراحی نیروگاه اتمی و

آمده می‌توان دستورالعمل‌های بهره‌برداری را اصلاح و به ارائه توصیه‌های عملی جهت کاهش دز دریافتی کارکنان اقدام نمود. علاوه بر آن از کد مذکور می‌توان در طراحی نیروگاه اتمی و تهیه دستورالعمل‌های بهره‌برداری نیز استفاده نمود. کد مشابه کد پیشنهادی، کد COTRAN-M می‌باشد که توسط پیمانکار روس جهت انجام محاسبات مربوطه استفاده شده است

■ محدوده کاری:

مدار اول نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- انجام مطالعات اولیه و جمع‌آوری اطلاعات
- بررسی مکانیزم خوردگی سطوح فلزی تجهیزات و لوله‌های مدار اول نیروگاه،
- بررسی مکانیزم نفوذ محصولات خوردگی به سیال خنک‌کننده نیروگاه اتمی،
- بررسی مکانیزم انتقال محصولات خوردگی به داخل قلب راکتور و فعالسازی رسوبات ناشی از شار نوترونی،
- بررسی مکانیزم رهاسازی محصولات اکتیو شده به سیال خنک‌کننده و انتقال و تثبیت آن‌ها بر روی سطوح تجهیزات و لوله‌های مدار اول
- شبیه‌سازی و تهیه مدل ریاضی جهت شبیه‌سازی مکانیزم‌های ذکر شده
- تهیه کد کامپیوتری بر اساس معادلات شبیه‌سازی شده
- صحت‌سنجی کد کامپیوتری با استفاده از داده‌های تجربی
- تهیه گزارش پروژه

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دسترسی به داده‌های تجربی
- تسلط بر روش‌های شبیه‌سازی و توسعه مدل‌های کامپیوتری

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	98-T-TE-180	مهندسی هسته‌ای	دکتری
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی روش‌های کاهش تخریب‌های ناشی از خستگی در تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

نظر به اینکه بسیاری از خطوط لوله و تجهیزات مدار اول و دوم نیروگاه اتمی بوشهر در معرض خستگی ناشی از بارگذاری‌های سیکلی حرارتی و مکانیکی می‌باشند، لذا شناسایی روش‌های کاهش خرابی‌های ناشی از خستگی از اهمیت ویژه‌ای برخوردار می‌باشد. این پروژه با هدف شناسایی اقدامات موثر جهت کاهش تخریب‌های ناشی از خستگی در تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر، به ارزیابی و پیش‌بینی آسیب‌های ناشی از مکانیزم خستگی بر اساس دستورالعمل‌های جامع و کاملی که در استانداردهای طراحی بین‌المللی همچون ASME، PNAE-G و غیره ارائه شده‌اند، پرداخته و در ادامه مجموعه اقدامات موثر و نوین جهت کاهش خستگی را مورد ارزیابی قرار می‌دهد تا نهایتاً راهکارهای عملی جهت کنترل و کاهش خسارات ناشی از خستگی را ارائه نماید.

■ محدوده کاری:

تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

بررسی خستگی خطوط لوله و تجهیزات مدار اول و دوم نیروگاه‌های اتمی آب تحت فشار با راکتور نوع WWER، محاسبه سرعت جوانه‌زنی و رشد ترک‌های خستگی، تخمین میزان خسارات وارده و تعیین عمر باقی‌مانده و فرکانس از کارافتادگی تجهیزات، اولویت‌بندی و غربال‌گری تجهیزات، مشخص نمودن مقادیر مجاز تخریب خستگی، شناسایی و ارزیابی اثر ترکیبی محیط‌کاری و مواد سازنده تجهیزات و احتمال وقوع خوردگی-خستگی، تجزیه و تحلیل و ارزیابی روش‌های موجود کاهش خستگی، ارائه روش‌های مهار و کاهش خستگی تجهیزات، محاسبه میزان تأثیر روش‌های پیشنهادی بر افزایش سطح اطمینان تجهیزات.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ مدارک طراحی و کتابخانه‌ای نیروگاه؛

■ نرم‌افزار شبیه‌سازی؛

■ استانداردهای سری ASME، API، PNAEG و غیره.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	98-T-TE-182	مهندسی مکانیک مهندسی مواد	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

ساخت عایق‌های بلوکی تجهیزات مدار اول در داخل کشور

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

عایق‌های بلوکی مورد استفاده برای تجهیزات مدار اول نیروگاه‌های هسته‌ای شامل بلوک‌های فلزی پر شده با عایق‌هایی مانند آزیست ویژه مقاوم در برابر پرتو می‌باشد. به غیر از این، لوله و تجهیزات سرویس گرم بیشتر با پشم معدنی، سیلیکات کلسیم، فایبرگلاس، میکروپروس، نسوز، فایبرگلاس نمدی و عایق فلزی انعکاسی (RMI) عایق‌بندی می‌شدند. با توجه به عدم اطلاعات کافی در خصوص مواد به کار رفته به عنوان عایق تجهیزات در نیروگاه اتمی بوشهر هرگونه اظهار نظر در خصوص امکان‌سنجی ساخت این عایق‌ها منوط به انجام آزمایش‌های ریز ساختاری و آنالیز شیمیایی بر روی این مواد می‌باشد. در این راستا لازم است ابتدا نمونه‌هایی از انواع مختلف عایق‌های موجود در نیروگاه اتمی به منظور بررسی‌های بیشتر مهندسی معکوس گردد و سپس فرایند طراحی و ساخت آن‌ها تدوین گردد.

■ محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر، ایمنی کاری کارکنان پرتوی

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- نمونه برداری از عایق‌ها و ژاکت‌های فلزی
- مطالعه بر روی روش‌های تولید مواد عایق و بدنه فلزی
- اجرای آزمون‌های آنالیز شیمیایی و بررسی ریزساختاری
- امکان‌سنجی فرایند ساخت با توجه جمع‌بندی و انطباق نتایج آنالیز نمونه‌ها و روش‌های ساخت

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

اطلاعات نیروگاه، انواع آزمون‌های آنالیز شیمیایی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	98-N-TE-183	مهندسی پلیمر مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

ساخت و به کارگیری پلیمرهای ضد تشعشع با هدف کاربرد در نیروگاه اتمی

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

سرب همواره به عنوان اولین انتخاب برای حفاظ گذاری در برابر پرتوهایی با انرژی بالا نظیر اشعه های ایکس و گاما مطرح بوده است. اما استفاده از سرب به عنوان یک حفاظ دارای معایب مختلفی است که می توان به مواردی از قبیل سمیت بالا و دانسیته بالای سرب اشاره کرد که در نتیجه کاربرد این ماده در روپوش های محافظ در برابر اشعه را با محدودیت همراه می کند. در این پژوهش سعی خواهد شد پلیمرهایی با دانسیته نسبی پایین و وزن مولکولی بالا برای مقابله با آسیب این اشعه ها به بدن را تولید کرد.

■ محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر، ایمنی کاری کارکنان پرتوی

■ عناوین کلی فعالیت ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

مطالعات کاربردی، طراحی و ساخت تجهیزات و لباس های حفاظت پرتوی و همچنین حفاظ های تابشی

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

اطلاعات نیروگاه

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	98-N-TE-184	مهندسی پلیمر مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم افزار و شبیه سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

بررسی مکانیزم‌های خرابی پره‌های توربین بخار در نیروگاه اتمی بوشهر و ارائه راهکارهای اصلاحی جهت جلوگیری و یا کاهش آن

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

بسیاری از خاموشی‌های نیروگاه‌های تولید برق هسته‌ای و زمان‌های توقف واحد و عدم بهره‌برداری از آن‌ها، نشأت گرفته از خرابی پره‌های توربین بخار می‌باشد که سبب کاهش راندمان واحد شده و خسارات اقتصادی زیادی را به دنبال خواهد داشت. به طور کلی شکست پره‌های توربین بخار در نیروگاه‌های هسته‌ای عمدتاً ناشی از مکانیزم‌هایی چون خستگی، خستگی-خوردگی، خوردگی توأم با تنش (SCC)، سایش (Erosion) ناشی از برخورد قطرات رطوبت یا ذرات جامد موجود در مسیر بخار ورودی، نقص در فرایند ساخت و تولید متربال، نقص در مونتاژ قطعات، طراحی نادرست، اشتباهات بهره‌برداری و غیره می‌باشد. این مکانیزم‌ها به عنوان یکی از نگرانی‌های اصلی در خصوص قابلیت اطمینان توربین به شمار می‌روند. لذا پروژه حاضر، به بررسی دقیق مکانیزم‌های مذکور و ارائه روش‌های موثر جهت کنترل و یا کاهش خرابی پره‌های توربین پرداخته است.

■ محدوده کاری:

پره‌های توربین بخار نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ بررسی دقیق علل خرابی پره‌ها، تعیین و تشخیص مکانیزم یا مکانیزم‌های تخریب، شناسایی و ارزیابی ترکیبی از شرایط فرایندی و مواد سازنده پره‌ها، مشخص نمودن مقادیر مجاز تخریب پره‌ها، تعیین عمر باقی‌مانده و فرکانس از کارافتادگی تجهیزات، اولویت‌بندی و غربال‌گری تجهیزات (Critical Blade Stages)، تجزیه و تحلیل و ارزیابی روش‌های موجود کاهش‌ی خرابی پره‌ها، ارائه روش‌های مهار و کاهش خرابی پره‌ها، محاسبه میزان تأثیر روش‌های پیشنهادی بر افزایش سطح اطمینان تجهیزات.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ مدارک طراحی و کتابخانه‌ای نیروگاه؛

■ نرم‌افزار شبیه‌سازی؛

■ استانداردهای سری ASME، API، PNAEG و غیره.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	98-T-TE-185	مهندسی مکانیک مهندسی مواد مهندسی شیمی	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

نحوه کالیبراسیون، شمارش و آنالیز سیستم قابل حمل اسپکترومتري گاما مدل CANBERRA با استفاده از نرم افزار Genie2000

هدف تحقیق:

بررسی و نحوه انجام کالیبراسیون انرژی و بازده آشکارساز HPGe قابل حمل مدل CANBERRA با استفاده از نرم افزار Genie2000 و نرم افزارهای جانبی و صحت سنجی نتایج

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

دستگاه های اسپکترومتري HPGe یکی از دقیق ترین آشکارسازهای مورد استفاده در صنعت هسته ای برای تشخیص نوع و میزان عناصر پرتوزا در یک نمونه ی مورد آنالیز می باشند. آشکارسازها معمولاً یا به صورت ثابت آزمایشگاهی و یا قابل حمل مورد استفاده قرار می گیرند و با توجه به کاربری آنها و مدل دستگاه (شرکت سازنده) به شکل های مختلف کالیبراسیون آنها انجام می شود. کالیبره بازده به شکل، جنس و ظرف نمونه ی مورد اندازه گیری بسیار وابسته می باشد. برای سیستم های ثابت آزمایشگاهی، معمولاً کالیبراسیون دستگاه با استفاده از چشمه های مرجعی که از نظر ژئومتري مشابه با نمونه ای که قرار است آنالیز گردد، انجام می پذیرد. برای آشکارسازهای قابل حمل از جمله آشکارساز قابل حمل CANBERRA که در این پروژه می بایست راه اندازی شود، نمودار کالیبراسیون از طریق یک چشمه نقطه ای و شبیه سازی آن برای ژئومتري های مورد استفاده آن، انجام می پذیرد.

در این تحقیق، هدف راه اندازی و کالیبراسیون آشکارساز قابل حمل CANBERRA با استفاده از نرم افزار Genie2000 می باشد. این آشکارساز دارای کاربری های مختلف از جمله اندازه گیری های محیطی، اندازه گیری بشکه های پسماند و اندازه گیری لوله های مدار اول نیروگاه های اتمی در فواصل معین، کاربرد دارد. این آشکارساز به جز نرم افزار آنالیز همچنین دارای یک نرم افزار جانبی برای شبیه سازی ژئومتري های مختلف نیز می باشد که به صورت سه بعدی امکان ترسیم ژئومتري مورد اندازه گیری (مثلاً بشکه پسماند) را فراهم می نماید. با این توضیح که برای بالا بردن دقت اندازه گیری، امکان مشخص نمودن لایه های مختلف تشکیل شده قبل از منبع مورد اندازه گیری را برای کاربر فراهم نموده و با وارد کردن مواد تشکیل دهنده این لایه ها (مواد تشکیل دهنده مثلاً هوا، دیوار، لوله و ...)، تصحیح های لازم توسط نرم افزار انجام می پذیرد.

محدوده کاری:

تاسیسات و نیروگاه های هسته ای و آزمایشگاه های پایش محیطی

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی نحوه‌ی کالیبراسیون بازده برای آشکارسازهای HPGe؛
- به‌کارگیری نرم‌افزارهای شبیه‌سازی؛
- اسپکترومتری کیفی گاما با استفاده از HPGe قابل حمل؛
- صحت‌سنجی نتایج حاصل از کالیبراسیون و آنالیز نمونه‌های موردنظر.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- آشکارساز HPGe قابل حمل CANBERRA، نرم‌افزار Genie ۲۰۰۰، نرم‌افزار جانبی شبه‌ساز آشکارساز، مدارک کارخانه‌ای دستگاه، مقالات علمی، کامپیوتر و اینترنت

■ مراجع و منابع:

مدارک کارخانه‌ای دستگاه، مقالات علمی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر	98-B-TE-186	فیزیک هسته‌ای مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

پایش، بررسی و مدیریت مواد پرتوزا و خطرناک در نیروگاه‌های هسته‌ای

هدف تحقیق:

بررسی و نحوه‌ی انجام کالیبراسیون انرژی و بازده آشکارساز HPGe قابل حمل مدل CANBERRA با استفاده از نرم‌افزار Genie ۲۰۰۰ و نرم‌افزارهای جانبی و صحت‌سنجی نتایج

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در صنعت هسته‌ای و طی فازهای مختلف پیش از بهره‌برداری و از کاراندازی بسته به فرآیندهای انتخابی، مواد پرتوزا و خطرناکی تولید می‌شوند که در بسترهای مختلف محیطی تغلیظ شده و سبب به مخاطره افتادن محیط زیست و سلامت انسان می‌گردد. در نیروگاه‌های هسته‌ای در مراحل مختلف امکان تولید پسماندهای پرتوزا و خطرناک وجود دارد که خود تهدیدی برای پرسنل و محیط زیست است. به منظور حفظ سلامت انسان و محیط زیست، فعالیت‌های پایش و اندازه‌گیری در مراحل مختلف پیش از بهره‌برداری و بهره‌برداری و از کاراندازی، مدیریت پیش از دفع و گزینه‌های دفع نهایی پسماندهای پرتوزا و خطرناک نیروگاه‌های هسته‌ای ضروریست. مدیریت پسماندهای پرتوزا و خطرناک تولید شده نیازمند تخصص و آشنایی فنی و عملیاتی در حوزه‌های مرتبط است. استفاده از روش‌های پیش‌بینی پخش آلودگی، مدلسازی رفتار آلاینده‌ها در شرایط واقعی و ترکیبی از پسماندهای پرتوزا و خطرناک در محیط زیست و اثرات آن بر سلامتی انسان نیز در این زمینه مورد نیاز است. همچنین نیاز است تا مناطق آلوده به مواد پرتوزا و خطرناک مورد پاکسازی و احیا قرار گیرند.

محدوده کاری:

پسماندهای پرتوزا، پسماندهای خطرناک، پایش، شناسایی، نمونه‌برداری، آنالیز آزمایشگاهی و اندازه‌گیری‌های میدانی مربوطه در اطراف تاسیسات و نیروگاه‌های هسته‌ای، روش‌های مدیریت پیش از دفع، گزینه‌های دفع نهایی، ارزیابی ایمنی، مدلسازی پخش مواد پرتوزا و خطرناک در محیط زیست و اثرات آن بر سلامتی انسان، روش‌های پاکسازی و احیای مناطق آلوده به مواد پرتوزا و خطرناک.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه بانک اطلاعاتی و ثبت داده‌ها از موجودی مواد پرتوزا و خطرناک در نیروگاه‌های هسته‌ای و محیط اطراف آن؛
- ارائه‌ی روش‌های پایش، شناسایی، نمونه‌برداری، آنالیز آزمایشگاهی و اندازه‌گیری‌های میدانی مربوطه؛

- ارائه روش‌های مدیریت پیش از دفع، گزینه‌های دفع نهایی، ارزیابی ایمنی، مدلسازی پخش مواد پرتوزا و خطرناک در محیط زیست و اثرات آن بر سلامتی انسان؛
- ارائه روش‌های پاکسازی و احیای مناطق آلوده به مواد پرتوزا و خطرناک

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دستگاه‌های پرتابل و آزمایشگاهی جهت پای و انجام نمونه‌برداری؛
- نرم‌افزارهای مورد نیاز جهت مدلسازی در بخش‌های مختلف نظیر پخش و پراکنش مواد پرتوزا و خطرناک تا ارزیابی اثرات بر انسان و محیط زیست؛
- دسترسی به اطلاعات مربوط به نحوه‌ی مدیریت و میزان تولید پسماندهای پرتوزا و خطرناک در صنایع هسته‌ای و نیروگاه‌های هسته‌ای؛
- امکانات و تجهیزات مورد نیاز در مقیاس آزمایشگاهی و پایلوت جهت بررسی اثربخشی گزینه‌های مدیریت پیش از دفع، دفع و روش‌های احیا و پاکسازی مناطق آلوده.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت پسمانداری صنعت هسته‌ای ایران	98-W-TE-187	فیزیک هسته‌ای زمین‌شناسی مهندسی بهداشت محیط مهندسی محیط زیست (آلودگی هوا، آب و فاضلاب، مدیریت پسماند) مهندسی بهداشت حرفه‌ای اپیدمیولوژی	کارشناسی ارشد دکتری

نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □

عنوان تحقیق:

طراحی سیستم نرم‌افزاری تحت وب و تهیه پایگاه داده به منظور ثبت، مدیریت و پیگیری به هنگام برنامه‌های اقدامات اصلاحی

هدف تحقیق:

■ ایجاد بانک اطلاعاتی جامع مشتمل بر وضعیت عدم انطباق‌های شناسایی شده و موارد قابل اصلاح در حوزه‌های مختلف کاری شرکت و نیروگاه؛
 ■ ایجاد امکان دسته‌بندی و رتبه‌بندی نمودن عدم انطباق‌های شناسایی شده، جهت اتخاذ تصمیمات لازم برای اجرای برنامه‌های اقدامات اصلاحی مرتبط؛
 ■ سهولت در پیگیری انجام اقدامات اصلاحی در زمان‌های تعیین شده؛
 ■ ایجاد امکان بررسی میزان اثربخشی اقدامات اصلاحی برنامه‌ریزی شده؛
 ■ تسهیل و تسریع در تهیه گزارش‌های مدیریتی جامع و یا موردی، با موضوع وضعیت عدم انطباق‌ها.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

طراحی این سیستم نرم‌افزاری با هدف ثبت، مدیریت و پیگیری به هنگام تحقق برنامه‌های اقدامات اصلاحی مترتب بر عدم انطباق‌های شناسایی شده توسط مراجع داخلی و خارجی، از عملکرد شرکت، شرکت بهره‌برداري نیروگاه اتمی بوشهر و طرح‌های در حال اجرا برنامه‌های نظارت بر عملکرد شرکت و شرکت‌های زیرمجموعه، باید صورت پذیرد. انجام این پروژه موجب ایجاد یکپارچگی و سهولت در پیگیری تحقق برنامه‌های اقدامات اصلاحی شده و این بانک اطلاعاتی هوشمند، می‌تواند امکان ردیابی و دستیابی به سوابق مرتبط را در اسرع وقت مهیا نماید.

محدوده کاری:

شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران و شرکت بهره‌برداري نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ طراحی یک پایگاه داده بر اساس نیازهای واحد و شرکت
 ■ نرم‌افزار کاربردی تحت وب که در راستای دستیابی به اهداف فوق‌الذکر به صورت اینترنت در شبکه شرکت مورد استفاده کاربران قرار گیرد.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

پس از تعیین مجری و با همکاری ایشان مشخص و اعلام می‌شود.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	98-N-TE-188	مهندسی کامپیوتر (نرم‌افزار)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بازیابی و استفاده مجدد از اسید بوریک موجود در پسماندهای پرتوزا از طریق آمایش، تبادل یونی، فیلتراسیون، تبخیر و... جهت بازیابی یا تزریق مجدد به مدار اولیه

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

بوریک اسید مهم‌ترین جزء جریان پسماندهای پرتوزا است که از راکتورهای نیروگاه‌های هسته‌ای منشاء می‌گیرد و بر شیمی پسماند غالب است، رویکرد برخورد با پسماندهای حاوی بوریک اسید بسیار مهم هستند، زیرا دارای اثرات زیست محیطی، اثرات فنی و مالی بسیار مهمی هستند.

گزینه‌ها و تکنولوژی‌های متعددی برای آمایش بوریک اسید موجود در پسماند در دسترس هستند. بوریک اسید را می‌توان از طریق بازیابی و بازیافت در نیروگاه‌های هسته‌ای مجدداً مورد استفاده قرار داد. به دلیل اهمیت این موضوع IAEA تصمیم به انتشار گزارشی به منظور فراهم کردن تجمیع تجربیات جهانی نیز کرده است. بور به شکل بوریک اسید محلول به عنوان جاذب نوترون در مدار اولیه به منظور کنترل شار نوترون در راکتورهای آب تحت فشار مورد استفاده قرار می‌گیرد. تخلیه پسماندهای رفع آلودگی شده حاوی بوریک اسید بسیار ساده و مقرون به صرفه است. اگر بوریک اسید قبل از دفع نهایی جدا سازی، تغلیظ و فرآوری نشود، حجم محصول تثبیت شده نهایی بسیار زیاد خواهد شد. زدودن بوریک اسید از پسماندهای پرتوزا حجم پسماندها را کاهش خواهد داد. این کاهش حجم، موجب کاهش بسیار زیاد هزینه‌ها نیز خواهد شد.

■ محدوده کاری:

- نیروگاه اتمی - مدار اول
- بررسی گزینه‌های مدیریت پسماندهای پرتوزای حاوی بوریک اسید
- گزینش (ارائه پیشنهاد) متناسب‌ترین تکنولوژی مدیریت پسماندهای پرتوزای حاوی بوریک اسید به لحاظ فنی و اقتصادی
- انجام آزمون‌های تجربی در مقیاس نیمه صنعتی و صنعتی مربوط به تکنولوژی بازیافت و بازیابی بوریک اسید

■ امکانات و تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مستندات و مدارک آژانس و تجربیات دیگر کشورها
- دسترسی به منابع کتابخانه ای

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت پسمانداری صنعت هسته ای ایران	99-W-TE-189	شیمی مهندسی شیمی	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی <input type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم افزاری و شبیه سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

تعیین ضرایب شاخص (Scaling Factors) جهت مشخصه‌یابی پسماند نیروگاه اتمی بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

مدیریت پسماندهای پرتوزا نیازمند آگاهی از مقدار و غلظت رادیونوکلیدهای خاص موجود در پسماند می باشد. رادیونوکلیدهای خاص مورد توجه، ممکن است بر اساس الزامات و محاسبات ایمنی یا سایر موارد مورد نیاز برای تاسیسات مدیریت پسماند یا قوانین و مقررات موجود در کشورها متفاوت باشند. اندازه‌گیری بسیاری از رادیونوکلیدهای مهم برای مدیریت بلند مدت پسماند، از بیرون یک بسته پسماند دشوار می‌باشد. شناسایی و تعیین مقدار این رادیونوکلیدها که به رادیونوکلیدهای DTM معروف می باشند، نیاز به روش‌هایی دارد که شامل آنالیز نمونه پسماند با استفاده از آنالیزهای پیچیده رادیوشیمیایی جهت جدا کردن رادیونوکلیدهای مختلف برای اندازه‌گیری می‌باشد. به طور کلی بکارگیری این روش اندازه‌گیری مستقیم برای بسته‌های پسماند با تعداد زیاد یا برای بسیاری از جریان‌های پسماند غیرهمگن عملی نمی‌باشد.

یک روش جایگزین که می‌تواند در بسیاری از موارد استفاده شود، بهره‌برداری از رابطه میان رادیونوکلیدهای DTM و برخی از رادیونوکلیدهای مهم گاما که راحت‌تر قابل اندازه‌گیری هستند، که به عنوان ETM شناخته می‌شوند، جهت استخراج اطلاعات مربوط به رادیونوکلیدهای DTM می‌باشد. در حقیقت روش تعیین ضرایب بر اساس توسعه ارتباط میان رادیونوکلیدهای ETM و DTM استوار است. با این روش پرتوزایی رادیونوکلیدهای DTM در بسته‌های پسماند از طریق اندازه‌گیری رادیونوکلیدهای ETM (بر اساس اندازه‌گیری پرتوهای گاما از خارج از بسته) و اعمال ضرایب شاخص SF بر روی آن تخمین زده می‌شود.

برای تعیین تجربی ضرایب شاخص، باید غلظت هسته‌های DTM و هسته‌های کلیدی در جریان‌های شاخص پسماند به صورت تجربی اندازه‌گیری شده و نسبت بین آن‌ها، که همان ضرایب شاخص است، با روش‌های رگرسیون خطی مشخص شود. از آنجا که تعداد جریان‌های پسماند در نیروگاه‌های اتمی بسیار زیاد است، نمونه‌برداری از همه جریان‌های مختلف پسماند و آنالیز این تعداد نمونه بسیار پرهزینه خواهد بود. جهت کاهش این هزینه‌ها، ضروری است که جریان‌های شاخص پسماند در نیروگاه شناسایی شده و پس از تهیه نمونه‌های مناسب از هر جریان پسماند، میزان دقیق رادیونوکلیدهای کلیدی و DTM برای این جریان‌های پسماند اندازه‌گیری شده و ضرایب شاخص مربوط به هر رادیونوکلید در جریان‌های مختلف پسماند تعیین شود.

■ محدوده کاری:

آزمایشات رادیوشیمی در پسمانداری

■ **عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار پس از انجام تحقیق:**
تعیین ضرایب شاخص رادیونوکلئیدهای DTM جهت مشخصه‌یابی پسماند نیروگاه اتمی بوشهر

■ **امکانات و تجهیزات و منابع مورد نیاز:**
انجام آزمایشات رادیوشیمی درخصوص رادیونوکلئیدهای DTM

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت پسمانداری صنعت هسته‌ای ایران	99-W-TE-190	مهندسی شیمی	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی <input type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

توسعه یک مدل بومی گردش عمومی جریان برای منطقه خلیج فارس

هدف تحقیق:

- پایش آبهای خلیج فارس محدوده نیروگاه
- مدلسازی پخش پساب گرم خروجی نیروگاه و تعیین شعاع حرارتی آن
- شبیه‌سازی پخش و انتشار مواد رادیواکتیو در آبهای خلیج فارس

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

خلیج فارس یکی از منابع توده‌های آب شور در جهان است. Schott (۱۹۶۳)، Barlow (۱۹۳۲)، دریانوردی بریتانیا (۱۹۴۱)، Emery (۱۹۵۶)، Al-Hajiri (۱۹۹۷)، Chao و همکاران (۱۹۹۲)، Reynolds (۱۹۹۳)، Swift (۲۰۰۳) و Johns و همکاران (۲۰۰۳)، شواهدی تجربی از یک گردش پادساعتگرد (چرخندی) در خلیج فارس پیدا کرده‌اند. با این حال، در این مطالعات پاسخ‌های مختلف برای نقش نیروهای باد و شنآوری در این گردش ارائه شده است. Reynolds (۱۹۹۳) طرحی بر اساس داده‌های کروژ مونت-میچل، جمع‌آوری شده طی سال ۱۹۹۱ پس از جنگ خلیج فارس ارائه نمود، که گردش عمومی خلیج فارس را نشان می‌دهد. بر اساس این داده‌ها، Reynolds نتایج زیر را بیان کرد:

- گردش خلیج فارس در درجه اول توسط چگالی هدایت می‌شود.
 - تبادل آب با خلیج عمان عامل عمده گردش جنوب خلیج فارس است.
 - جریان ورودی در زمستان تضعیف، اما در تابستان تقویت و تا راس خلیج فارس گسترش دارد.
 - یک گردش چرخندی قسمت جنوب خلیج فارس را می‌پوشاند، که توسط آب‌های سطحی ورودی از تنگه هرمز هدایت می‌شود.
- بنابراین درک صحیح از گردش سطحی و عمقی خلیج فارس و بخصوص در نزدیکی نیروگاه در تدقیق برنامه پایش آبهای خلیج فارس و شبیه‌سازی‌های پخش پساب نیروگاه بسیار حائز اهمیت است.

محدوده کاری:

- تمامی تشکیلات زیرمجموعه سازمان انرژی اتمی ایران
- شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران
- نیروگاه اتمی در حال بهره‌برداری

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- گردش عمومی خلیج فارس و تاثیر آن بر رفتار جریان در محدوده نیروگاه
- شبیه‌سازی‌های معتبر با توجه به اثرات گردش عمومی در رهاسازی پساب حرارتی و رادیواکتیو
- نیروگاه

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دانش پایه در حد عالی
- تسلط به شبیه‌سازی عددی
- سخت افزار مناسب شبیه‌سازی
- نرم‌افزارهای شبیه‌سازی

■ مراجع و منابع:

- فیضی‌نژاد، م. ۱۳۹۸. شبیه‌سازی عددی میان مقیاس پخش و انتشار جوی و دریایی بهره‌برداری واحد یکم نیروگاه اتمی بوشهر. رساله دکتری رشته فیزیک دریا، دانشگاه هرمزگان، ۱۶۸ صفحه.

■ AEOI, Atomic Energy Organization of Iran, 2003. Bushehr Nuclear Power Plant. Environmental Report (ER).

■ AEOI, Atomic Energy Organization of Iran, 2013. Bushehr Nuclear Power Plant. Environmental Report-2 (ER2).

■ Alessi, C. A., H. D., Hunt, and Bower, A. S., 1999. Hydrographic data from the U.S. Naval Oceanographic Office: Persian Gulf, Southern Red Sea, and Arabian Sea 1923-1996. Woods Hole Oceanog. Inst., Tech. Rept., WHOI-99-02.

■ INRA, Iranian Nuclear Regulatory Authority, 2008. Radiation protection criteria for Bush-e hr nuclear power plant (BNPP-1). Tehran, Iran.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	99-N-TE-191	فیزیک فضا فیزیک دریا	دکتری
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input checked="" type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

توسعه شبیه‌سازی هیدرودینامیک با سه‌گانه موج-جریان- باد با هدف کاربرد در انتشار پساب رادیواکتیو نیروگاه در شرایط حادثه‌ای

هدف تحقیق:

- پایش آبهای خلیج فارس محدوده نیروگاه
- مدل‌سازی پخش پساب گرم خروجی نیروگاه و تعیین شعاع حرارتی آن
- رعایت الزامات ملی و بین‌المللی برای کاهش اثرات پساب رادیواکتیو نیروگاه

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در نیروگاه‌های هسته‌ای که از آب بعنوان خنک کننده استفاده می‌شود (مانند نیروگاه اتمی بوشهر)، این آب پس از خنک‌سازی، به دریا یا رودخانه جاری می‌شود. این آب برگشتی از مدار خنک کننده نیروگاه دارای دو صفت منفی است. یکی آن که دمای آب نسبت به محیط آبی بالاتر است و دیگر آن که این آب، آلوده به مواد پرتوزا است. بنابراین شناخت رفتار پساب رادیواکتیو که وابسته به شرایط محیط آبی است، برای یافتن روشهای کاهش اثرات سوء این رهاسازی‌ها و نیز مدیریت شرایط اضطراری بسیار مهم و ضروری می‌باشد.

محدوده کاری:

- تمامی تشکیلات زیرمجموعه سازمان انرژی اتمی ایران
- شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران
- نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی پخش مواد رادیواکتیو ناشی از رهاسازی در شرایط اضطراری نیروگاه در خلیج فارس
- ایجاد ابزار تصمیم‌سازی برای شرایط اضطراری نیروگاه

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دانش پایه در حد عالی
- تسلط به شبیه‌سازی عددی
- سخت افزار مناسب شبیه‌سازی
- نرم‌افزارهای شبیه‌سازی

■ مراجع و منابع:

■ فیضی نژاد، م. ۱۳۹۸. شبیه سازی عددی میان مقیاس پخش و انتشار جوی و دریایی بهره برداری واحد یکم نیروگاه اتمی بوشهر. رساله دکتری رشته فیزیک دریا، دانشگاه هرمزگان، ۱۶۸ صفحه.

■ قادر، س.، یازجی، د.، سلطانیور، م. و نعمتی، م.ح. ۱۳۹۴. به کارگیری یک سامانه همادی توسعه داده شده برای مدل WRF جهت پیش بینی میدان باد سطحی در محدوده خلیج فارس. دو فصلنامه هیدروفیزیک، دوره اول، شماره یک، پاییز و زمستان: ۵۴ - ۴۱.

■ AEOI, Atomic Energy Organization of Iran, 2003. Bushehr Nuclear Power Plant. Environmental Report (ER).

■ AEOI, Atomic Energy Organization of Iran, 2013. Bushehr Nuclear Power Plant. Environmental Report-2 (ER2).

■ Alessi, C. A., H. D., Hunt, and Bower, A. S., 1999. Hydrographic data from the U.S. Naval Oceanographic Office: Persian Gulf, Southern Red Sea, and Arabian Sea 1923-1996. Woods Hole Oceanog. Inst., Tech. Rept., WHOI-99-02.

■ IAEA, 1980. Atmospheric Dispersion in Nuclear Power Plant Siting. Vienna, 124 p.

■ IAEA, 2001. Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment. Vienna, 209 pp.

■ INRA, Iranian Nuclear Regulatory Authority, 2008. Radiation protection criteria for Bushehr nuclear power plant (BNPP-1). Tehran, Iran.

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	99-N-TE-192	فیزیک فضا فیزیک دریا	دکتری
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم افزاری و شبیه سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

ارائه راهکار جهت خنک‌سازی برون محفظه‌ای کریوم حین حوادث وخیم (EVCC)

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

بعد از حادثه فوکوشیما همه‌ی نیروگاه‌های اتمی ملزم به تهیه دستورالعمل‌هایی جهت مقابله با حوادث شدید شدند. از موضوعات اساسی در مدیریت حوادث شدید، مهار مواد مذاب در داخل و خارج محفظه‌ی تحت فشار است. یکی از راهبردهایی که در این خصوص دنبال می‌گردد، خنک‌سازی برون محفظه‌ای کریوم (Ex-Vessel Corium Cooling) می‌باشد. این راهبرد می‌تواند به حذف عملی نشست زود هنگام و یا در حجم بالای مواد رادیواکتیو منجر گردد که از الزامات جدید ایمنی در طراحی نیروگاه‌های هسته‌ای است. هدف راهبرد مذکور، فراهم‌سازی شرایط برداشت حرارت طولانی مدت از مواد مذاب داخل چاهک راکتور، پس از تخریب RPV می‌باشد. در این خصوص لازم است راه حل‌های فنی مختلف مورد بررسی قرار گرفته و دستیابی به شرایط پایدار تحت کنترل، تحقیق شود. راهکارهای فنی در این رابطه می‌تواند تریق تدریجی آب به چاهک راکتور و یا گسترده‌سازی مواد مذاب باشد.

■ محدوده کاری:

مدار اول، RPV، چاهک راکتور

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه لیست اولیه از راهکارهای فنی در خصوص خنک‌سازی کریوم در چاهک راکتور
- شبیه‌سازی فرایند ذوب قلب حین حوادث وخیم با استفاده از کد MELCOR و انتقال مواد مذاب به چاهک راکتور
- شبیه‌سازی روش‌های مختلف برداشت حرارت از مواد مذاب
- یافتن راهکارهای عملی مناسب به منظور برداشت حرارت طولانی مدت از مواد مذاب موجود در چاهک راکتور حین حوادث شدید

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات مدار اول، قلب راکتور، RPV و چاهک راکتور
- کد MELCOR و RELAP5
- تجارب بین‌المللی در خصوص برداشت حرارت از مواد مذاب

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	99-T-TE-193	فیزیک فضا فیزیک دریا	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

طراحی سیستم کاهش فشار محفظه ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر در شرایط حوادث وخیم

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از آسیب پذیری های نیروگاه در شرایط حوادث وخیم، از دست رفتن یکپارچگی محفظه ایمنی در اثر لود فشار بخار است. در شرایط نشت داخل محفظه ایمنی توأم با عدم کارکرد مؤثر سیستم اسپری و افزایش فشار به بالای ۰/۴۶ MPa این امکان وجود دارد که هوای محفظه ی ایمنی با استفاده از یک سیستم تهویه مخصوص و دارای فیلتر مناسب به صورت کنترل شده به بیرون از محفظه ی ایمنی هدایت گردد و از انفجار محفظه ی ایمنی ممانعت به عمل آید. این راهکار در بعضی از راکتورهای مدل VVER-1000 اجرایی شده و به کاهش قابل توجه ریسک در شرایط حوادث شدید منجر شده است. از چالش های طراحی این سیستم عملکرد پسیو، فیلتر کامل مواد رادیو اکتیو و توجه به مخاطرات ناشی از انفجار هیدروژن در مسیر انتقال است.

■ محدوده کاری:

محفظه ی ایمنی راکتور VVER-1000

■ عناوین کلی فعالیت ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- ارزیابی شرایط حوادث وخیم از حیث مواد رادیواکتیو و لود فشار در محفظه ایمنی
- طراحی یک سیستم بهینه تخلیه ی کنترل شده محفظه ی ایمنی
- بررسی عملکرد فیلتراسیون سیستم طراحی شده
- محاسبات پخش مواد رادیواکتیو و اثبات برقراری معیارهای پذیرش

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات مبانی طراحی سیستم های تهویه نیروگاه اتمی بوشهر
- اطلاعات استانداردهای آلایندگی نیروگاه اتمی بوشهر
- اطلاعات آنالیز حوادث وخیم در نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه های اتمی (توانا)	99-T-TE-194	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم افزاری و شبیه سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

مدل‌سازی و شبیه‌سازی پخش مواد رادیواکتیو در جو و آب‌های خلیج فارس منطقه نیروگاه اتمی بوشهر برای شرایط حادثه‌ای

هدف تحقیق:

- پایش آبهای خلیج فارس محدوده نیروگاه
- مدل‌سازی پخش پساب گرم خروجی نیروگاه و تعیین شعاع حرارتی آن
- رعایت الزامات ملی و بین‌المللی برای کاهش اثرات پلوم حرارتی و پساب رادیواکتیو نیروگاه

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در شرایط کاری عادی و یا اضطراری یک نیروگاه اتمی (مانند نیروگاه اتمی بوشهر) پسماندهای رادیواکتیو، به دو صورت گازی و مایع از طرق زیر وارد محیط می‌شوند.

- رهاسازی به اتمسفر (حالت پلوم گازی)

به طور کلی، نیروگاه‌های اتمی مقداری مواد پرتوزا هر چند ناچیز به جو وارد می‌کنند.

- ورود پساب به آب‌های سطحی

در نیروگاه‌های هسته‌ای که از آب بعنوان خنک کننده استفاده می‌شود (مانند نیروگاه اتمی بوشهر)، این آب پس از خنک‌سازی، به دریا یا رودخانه جاری می‌شود. این آب برگشتی از مدار خنک کننده نیروگاه دارای دو صفت منفی است. یکی آن که دمای آب نسبت به محیط آبی بالاتر است و در اثر جاری شدن در دریا، دمای آب را بالا می‌برد که این امر موجب آلودگی حرارتی رودخانه می‌گردد. دیگر آن که این آب، آلوده به مواد پرتوزا است. بنابراین شناخت مسیرهای نفوذ عناصر رادیواکتیو به محیط، از محیط به انسان و دیگر جانوران برای یافتن روشهای کاهش اثرات سوء این رهاسازی‌ها بسیار مهم و ضروری می‌باشد.

محدوده کاری:

- تمامی تشکیلات زیرمجموعه سازمان انرژی اتمی ایران
- شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران
- نیروگاه اتمی در حال بهره برداری
- واحدهای جدید در مراحل مختلف احداث تا از کاراندازی نیروگاه و حتی بعد از آن

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی پخش مواد رادیواکتیو ناشی از رهاسازی در شرایط بهره برداری نیروگاه در جو و آبهای خلیج فارس
- شبیه‌سازی پخش مواد رادیواکتیو ناشی از رهاسازی در شرایط حادثه‌ای نیروگاه در جو و آبهای خلیج فارس
- ایجاد ابزار تصمیم‌سازی برای شرایط اضطراری نیروگاه

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دانش پایه در حد عالی
- تسلط به شبیه‌سازی عددی
- سخت افزار مناسب شبیه‌سازی
- نرم‌افزارهای شبیه‌سازی

■ مراجع و منابع:

- آیین‌جمشید، م. ۱۳۹۲. اثر حرارتی آب خروجی نیروگاه اتمی بوشهر بر دما و شوری آب. پایان نامه دوره کارشناسی ارشد رشته فیزیک دریا، دانشگاه علوم و فنون دریایی خرمشهر، ۱۳۰ صفحه.
- سازمان حفاظت محیط زیست، ۱۳۹۱. قوانین، مقررات، ضوابط و استانداردهای محیط زیست انسانی، [تهران]، ۳۳۹ صفحه.
- فیضی‌نژاد، م. و خاموشی، س. ۱۳۸۳. مدل‌سازی پخش جوی در نیروگاه هسته‌ای بوشهر. مجله علوم و فنون هسته‌ای، ۳۱: ۳۵-۴۲.
- قادر، س.، یازجی، د.، سلطانیور، م. و نعمتی، م. ح. ۱۳۹۴. به کارگیری یک سامانه همدادی توسعه داده شده برای مدل WRF جهت پیش‌بینی میدان باد سطحی در محدوده خلیج فارس. دو فصلنامه هیدروفیزیک، دوره اول، شماره یک، پاییز و زمستان: ۵۴-۴۱.
- ملکوتی، ح. و فیضی‌نژاد، م. ۱۳۸۳. مدل‌سازی بلندمدت پخش آلاینده‌ها ناشی از رهاسازی رادیونوکلیدها از واحد یکم نیروگاه اتمی بوشهر. دومین کنفرانس بین‌المللی هسته‌ای ایران، شیراز، ۸ تا ۱۱ اردیبهشت.

■ AEOI, Atomic Energy Organization of Iran, 2003. Bushehr Nuclear Power Plant. Environmental Report (ER).

■ AEOI, Atomic Energy Organization of Iran, 2013. Bushehr Nuclear Power Plant. Environmental Report-2 (ER2).

■ Alessi, C. A., H. D., Hunt, and Bower, A. S., 1999. Hydrographic data from the U.S. Naval Oceanographic Office: Persian Gulf, Southern Red Sea, and Arabian Sea 1923-1996. Woods Hole Oceanog. Inst., Tech. Rept., WHOI-99-02.

■ IAEA, 1980. Atmospheric Dispersion in Nuclear Power Plant Siting. Vienna, 124 p.

■ IAEA, 2001. Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment. Vienna, 209 pp.

■ IAEA, 2005. Worldwide marine radioactivity studies (WOMARS) Radionuclide levels in oceans and seas. Vienna, 197 pp.

■ ICRP, 1991. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60, Ann. ICRP 21 (1-3).

- ICRP, 1995. Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides-Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients. ICRP Publication 72, Ann. ICRP 26 (1).
- INRA, Iranian Nuclear Regulatory Authority, 2008. Radiation protection criteria for Bush-ehr nuclear power plant (BNPP-1). Tehran, Iran.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	99-N-TE-196	فیزیک فضا فیزیک دریا	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

ارائه راهکار جهت نگهداری درون محفظه‌ای مواد مذاب حین حوادث شدید (IVMR)

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در طراحی راکتورهای اولیه، حوادث شدید به عنوان حوادث بسیار نا محتمل در نظر گرفته شده است که در اثر ترکیبی از خرابی های متعدد ایجاد شده و خارج از محدوده ی طراحی در نظر گرفته شده است. اما امروزه این حوادث به عنوان بخشی از محدوده ی طراحی در راکتورهای نسل سوم مورد توجه است. یکی از راهبردهای اصلی که جهت مقابله با پیامدهای حوادث شدید پیشنهاد می گردد، نگهداری درون محفظه ای مواد مذاب (In-Vessel Melt Retention) می باشد. این راهبرد می تواند به حذف عملی نشت زود هنگام و یا در حجم بالای مواد رادیواکتیو منجر گردد که از الزامات جدید ایمنی در طراحی نیروگاه های هسته ای است. در این خصوص لازم است راه حل های فنی مختلف برای راکتور هدف مورد بررسی قرار گرفته و دستیابی به شرایط پایدار تحت کنترل، تحقیق شود. یک راهکار فنی در این رابطه برای راکتورهای VVER-1000 می تواند تزریق آب بین RPV و Core barrel و خنک سازی مواد مذاب قرار گرفته در lower plenum باشد.

■ محدوده کاری:

مدار اول، RPV، قلب راکتور

عناوین کلی فعالیت ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تهیه لیست اولیه از راهکار های فنی در خصوص انتقال آب به RPV
- شبیه سازی فرایند ذوب قلب حین حوادث وخیم با استفاده از کد MELCOR
- شبیه سازی روش های مختلف برداشت حرارت از مواد مذاب
- یافتن راهکارهای عملی مناسب به منظور برداشت حرارت طولانی مدت از مواد مذاب در شرایط حوادث شدید

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات مدار اول، قلب راکتور، RPV
- کد MELCOR
- تجارب بین المللی در خصوص خنک سازی درون محفظه ای مواد مذاب (IVMR)
- شرکت توسعه و ارتقای ایمنی

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه های اتمی (توانا)	99-T-TE-197	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم افزاری و شبیه سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بهبود مقاومت به خوردگی غلاف‌های سوخت زیرکونیومی

هدف تحقیق:

افزایش بازده سوخت نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

زیرکونیوم بواسطه خواص منحصر به فرد خود مانند سطح مقطع جذب نوترونی پایین به صورت گسترده در صنایع هسته‌ای، خصوصا به عنوان غلاف‌های سوخت در راکتورهای اتمی مورد استفاده قرار می‌گیرد. همانند تمام آلیاژهای مهندسی، آلیاژهای زیرکونیوم نیز در شرایط کاری دچار نقص‌ها و عیوبی می‌شوند، به همین دلیل، ضرورت دارد تا با استفاده از روش‌های مناسب از بوجود آمدن این عیوب در این آلیاژ جلوگیری کرد. از جمله مهمترین عیوب ایجاد شده در غلاف‌های زیرکونیومی، مقاومت به اکسیداسیون پایین آن در شرایط رخداد حادثه و همچنین جلوگیری از تردی هیدروژنی است. فرایند ترک‌برداری قطعه به وسیله تردی هیدروژنی تسریع یافته و خطرات جبران‌ناپذیری را ایجاد می‌کند. یکی از راه‌کارهای در دسترس به منظور افزایش مقاومت به اکسیداسیون، استفاده از روش‌های اصلاح سطحی و پوشش‌دهی است.

محدوده کاری:

قلب نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ توسعه غلاف‌های سوخت با آستانه آسیب بالا

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاهی

■ تجهیزات آزمایشگاهی نظیر پوشش‌های و رسوبگذاری الکتروشیمیایی

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-198	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

مطالعه و بررسی پدیده تردی هیدروژنی روی متریال داخلی مخزن فشار راکتور

هدف تحقیق:

کاهش خوردگی تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

فولادهای کربنی و کم آلیاژ به صورت گسترده در صنعت هسته‌ای به منظور ساخت مخازن تحت فشار استفاده می‌شوند. در محیط هیدروژنی، هیدروژن بر سطح این فولادها، جذب سطحی شده و به هیدروژن اتمی تجزیه می‌شود. تجزیه و نفوذ پی‌درپی هیدروژن در فولاد می‌تواند، کاهش خواص مکانیکی و تردی را به همراه داشته باشد.

محدوده کاری:

قلب نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی مکانیزم‌های نفوذ هیدروژن به درون فولاد مخزن فشار راکتور
- تعیین کیفیت و کمیت تاثیرگذاری بر روی خواص مکانیکی
- ارائه راهکارهای حذف یا کاهش تردی هیدروژنی در مخازن فشار راکتور

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- متریال مخزن فشار راکتور
- تجهیزات آزمون‌های مکانیکی
- کامپیوتر با پردازشگر مناسب جهت انجام کارهای شبیه‌سازی
- دسترسی به مدارک نیروگاهی

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-199	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

تحلیل تنش و عمر باقی‌مانده متریکال داخلی مخزن فشار راکتور

هدف تحقیق:

افزایش طول عمر تجهیزات راکتور

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از عوامل ایجاد آسیب به مخزن فشار نیروگاه اتمی بوشهر و کاهش چقرمگی آن، تنش‌های ایجاد شده مکانیکی و حرارتی در درون مخزن است. با توجه به اهمیت رفتار مواد تحت تنش و تاثیر مستقیم آن در تغییر خواص مواد و تاثیرگذاری آن بر روی مقاومت ماده و عمر راکتور، لازم است بصورت دقیق این اثرات مطالعه شود و بر مبنای آن در طراحی قطعات داخلی راکتور تصمیم گیری شود.

محدوده کاری:

مخزن فشار نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی منابع اصلی ایجاد تنش بر روی مخزن فشار
- ارائه یک مدل برای تحلیل تنش‌های ایجاد شده در مخزن

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاهی
- سیستم کامپیوتری مناسب

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-200	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

مدیریت خوردگی در نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

کاهش خوردگی تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

این حقیقت که کنترل خوردگی دارای صرفه اقتصادی است سال‌های سال است که برای صنایع مختلف محرز شده است. به منظور کسب حداکثر ظرفیت صرفه اقتصادی لازم است تا سیستم مدیریت خوردگی اجرا شود و اجرای این سیستم به صورت یکپارچه در کل سیستم مدیریت اجباری گردد. تاکنون مدل‌ها و تکنیک‌های محدودی به منظور تدوین، سازماندهی و اجرای یک سیستم مدیریت خوردگی موفق به رسمیت شناخته شده است که هر کدام از این تکنیک‌ها بسته به مشخصات دارایی به فاکتورهایی مانند طراحی، مرحله‌ی عمر کاری، شرایط فرایندی و تاریخچه بهره‌برداری وابسته است. این تکنیک‌ها باید شامل چارچوبی متشکل از اقدامات اساسی به منظور تعیین ریسک‌های احتمالی و اقدامات کنترلی نظیر: برنامه‌ریزی، ممیزی عملکرد، استراتژی‌های کاهش و پیاده‌سازی و همچنین الزامات قانونی نظیر بهداشت، محیط زیست و ایمنی که به کاهش تعمیرات ناخواسته، افزایش قابلیت استفاده از تجهیزات و کاهش هزینه‌ها کمک می‌کند، باشد.

محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ پیاده‌سازی مدیریت خوردگی در کل نیروگاه اتمی بوشهر

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاهی

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-201	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

تحلیل نتایج آزمون‌های نمونه‌های شاهد و تخمین عمر باقی‌مانده مخزن فشار راکتور

هدف تحقیق:

افزایش طول عمر تجهیزات راکتور

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از چالش‌های اساسی در طول فعالیت بلند مدت راکتورهای هسته‌ای حساسیت مخزن تحت فشار راکتور به تردی تابشی است. فروپاشی فولادهای مخزن تحت فشار راکتور اساساً به وسیله تردی تابشی نوترونی رخ می‌دهد. فولادهای اجزای ساختاری مخزن تحت فشار یک راکتور گذاری مشخص را بین رفتار تردی دما پایین و رفتار انعطاف پذیر دما بالا نشان می‌دهند. به همین خاطر حصول اطمینان از یکپارچگی تجهیزات تحت فشار راکتور به علت تغییرات در رفتار شکست مواد در طول عمر کاری یک راکتور بسیار ضروری است. به‌منظور بررسی و تحلیل رفتار مکانیکی فولادها در طول عمر مفید کاری راکتور و تغییر خواص مکانیکی در اثر پرتودهی، برنامه‌های نظارتی راکتورهای هسته‌ای در سرتاسر جهان، در حال انجام هستند. اکثر راکتورها در برنامه‌های نظارتی از نمونه‌های شاهد استفاده می‌کنند که دارای نمونه‌هایی با ترکیبی از مواد ساختاری مخزن تحت فشار، فلز جوش و مناطق متأثر از حرارت جوشکاری هستند و بعد از باربرداری از کپسول‌ها تحت آزمون‌های مکانیکی مختلف قرار می‌گیرند. تحلیل نتایج این آزمون‌ها می‌تواند تخمین خوبی از عمر باقی‌مانده مخزن ارائه دهد.

محدوده کاری:

مخزن فشار نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ تخمین عمر باقی‌مانده با ترسیم منحنی‌های جامع با توجه به نتایج آزمون‌های مکانیکی برای مخزن فشار

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاهی
■ دسترسی به نتایج آزمون‌های نمونه‌های شاهد

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-202	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی روش‌های مناسب جهت حذف لایه‌های خورده شده و محصولات ناشی از خوردگی در ژنراتور و کنداسور نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

کاهش خوردگی تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

حتی با وجود کنترل مناسب روی رفتار خوردگی در ژنراتور و کنداسور، پدیده خوردگی به وقوع خواهد پیوست. متعاقب پدیده خوردگی، لایه‌های اکسیدی روی سطوح ایجاد می‌شود که منجر به کاهش هدایت حرارتی و همچنین افت خواص مکانیکی می‌گردد. به هر وجود این لایه‌های خورده شده باید از طریق راه کارهای مناسب از روی سطوح زدوده شوند.

محدوده کاری:

خطوط فرایندی مدارهای دوم و سوم نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ زدودن جرم‌های خورده شده از روی سطوح

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاهی

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-203	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

تدوین دانش فنی ساخت پلیمرهای جاذب مواد هسته‌ای رادیواکتیو در شرایط نرمال بهره‌برداری و رخداد حادثه

هدف تحقیق:

افزایش عملکرد سوخت‌های نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از چالش‌هایی که در سال‌های اخیر توجه دولت‌ها را به خود معطوف کرده است، توانایی یک کشور در آلودگی زدایی محیط در برابر انفجارهای رهاسازی رادیولوژیکی (RDD) است. تکنولوژی‌های آلودگی زدایی مختلفی به منظور حذف رادیونوکلئیدها از ساختمان‌ها و تجهیزات گسترش یافته است. روش‌هایی که به صورت سنتی جهت آلودگی زدایی مورد استفاده قرار می‌گیرند شستشو با آب فشار بالا و یا لایه‌برداری مکانیکی از روی سطح است. این روش‌ها میزان زیادی پسماند رادیواکتیو تولید کرده و باعث آلودگی ثانویه می‌شوند. یکی از تکنولوژی‌هایی که بیشتر مورد توجه قرار گرفته است اعمال پوشش‌های جداشونده در روی سطوح است. روش پوشش جداشونده آلاینده‌زا، یک فناوری جدید آلاینده‌زدایی هسته‌ای است. این فناوری معایب دو روش فوق را برطرف کرده و پسماند جامد کمی را باقی می‌گذارد.

محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

تدوین دانش فنی ساخت پلیمر هوشمند آلاینده‌زا

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاهی

تجهیزات آزمایشگاهی ساخت پلیمر

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-204	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

محاسبه و ارزیابی شاخص‌های قابلیت اطمینان کره فلزی در طول دوره بهره‌برداری

هدف تحقیق:

افزایش قابلیت اطمینان نیروگاه

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از شاخص‌های اصلی بهره‌برداری ایمن از تجهیزات و سیستم‌ها و سازه‌های نیروگاه‌های اتمی تأمین سطح قابلیت اطمینان مورد نیاز این سیستم‌ها و تجهیزات در مرحله طراحی و بهره‌برداری می‌باشد. سطح قابلیت اطمینان تجهیزات، سیستم‌ها و سازه‌ها در طول بهره‌برداری و با گذشت زمان تحت تأثیر مکانیزم‌های مختلف کاهش می‌یابد که با بکارگیری تدابیری مانند نگهداری و تعمیرات دوره‌ای، بازرسی‌های فنی و مدرنیزاسیون سطح قابلیت اطمینان تا سطح مورد پذیرش بهبود می‌یابد.

بدین منظور لازم است قابلیت اطمینان تجهیزات، سیستم‌ها و سازه‌ها در طول بهره‌برداری ارزیابی مجدد قرار گیرد و قابلیت اطمینان برای شرایط کنونی بهره‌برداری و تغییرات صورت گرفته در روش‌های بهره‌برداری، نگهداری و تعمیرات و بازرسی‌ها یا تغییر در سازه و شرایط محیطی محاسبه گردد.

با توجه به اینکه کره فلزی جزو سازه‌های مرتبط با ایمنی می‌باشد ارزیابی قابلیت اطمینان آن با استفاده از روش‌های محاسباتی و داده‌های آماری و تجربی این امکان را فراهم خواهد کرد که شاخص‌های قابلیت اطمینان مشخص گردد و پارامترهای تاثیرگذار بر این شاخص‌ها و نهایتاً راهکارهای بهبود قابلیت اطمینان کره فلزی ارائه و بکار گرفته شود.

این پروژه می‌تواند برای ارزیابی قابلیت اطمینان تجهیزات، سیستم‌ها و سازه‌های اصلی نیروگاه به عنوان پروژه نمونه اجرا گردد و توسعه داده شود.

محدوده کاری:

کره فلزی و تجهیزات مربوط به کره فلزی نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی شاخص‌های ارزیابی قابلیت اطمینان کره فلزی و تجهیزات مربوطه؛
- پارامترهای تاثیرگذار بر شاخص‌های قابلیت اطمینان؛
- ارائه مدل ساختاری ارزیابی قابلیت اطمینان کره فلزی و تجهیزات مربوطه.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاهی

■ سیستم کامپیوتری مناسب

■ مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	99-T-TE-205	مهندسی مکانیک	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بهبود عملکرد سوخت‌های هسته‌ای متداول از طریق افزایش هدایت حرارتی سوخت

هدف تحقیق:

افزایش بازده سوخت‌های نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

افزایش هدایت حرارتی UO_2 بدون اثرات مخرب روی ویژگی‌های نوترونیک قرص‌های سوخت جهت بهبود و مدیریت سوخت قلب راکتور بسیار ضروری است. دیدگاهی که منجر به دستیابی به چنین هدفی خواهد شد استفاده از موادی با هدایت حرارتی بالا، مانند کاربید سیلیسیوم، گرافن و نانولوله‌های کربنی، در قرص‌های سوخت UO_2 است. این مواد یک مسیر نفوذ موثری را در قرص‌های سوخت UO_2 ایجاد می‌کنند و حرارت از این مسیرهای ایجاد شده به سمت بیرون جریان می‌یابد و از این طریق هدایت حرارتی افزایش می‌یابد.

محدوده کاری:

قلب نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

تدوین دانش فنی ساخت سوخت‌های هسته‌ای با هدایت حرارتی بالا

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

تجهیزات آزمایشگاهی نظیر آسیاب، پرس و گروه

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-206	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

بررسی خوردگی در صفحات کندانسور نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

کاهش خوردگی تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

آلیاژ آلومینیم برنز (CuAl8Fe DIN 17665 W Nr 2.0932)، ماده اصلی صفحات نگهدارنده در کندانسور نیروگاه است. تیوب‌های مورد استفاده در کندانسور مورد بحث از جنس تیتانیوم خالص تجاری (گرید ۲) بوده و صفحات نگهدارنده از جنس آلومینیم برنز CuAl8Fe هستند. آب دریا به عنوان خنک‌کننده، از داخل لوله‌های تیتانیومی وارد کندانسور می‌شود. از سوی دیگر، بخار خروجی توربین، از کانال مربوطه از بالای کندانسور تحت مکش وارد شده و پس از تماس با لوله‌های تیتانیومی و افت حرارت، با خنک شدن، به فاز مایع تبدیل می‌شود و دوباره برای دریافت حرارت از قلب رآکتور به سمت مدار اول هدایت می‌شود. PH مایع مدار دوم در در حدود ۸/۸ است که بنا بر ضرورت ممکن است تا ۱۱ افزایش یابد. تغییر شیمی آب می‌تواند منجر به خوردگی صفحه کندانسور گردد. بنابراین ضروری است رفتار خوردگی صفحات کندانسور در رژیم‌های شیمیایی مختلف مورد بررسی قرار گیرد.

محدوده کاری:

کندانسور نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

کاهش خوردگی در صفحات کندانسور

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-207	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

بررسی و انتخاب پوشش‌های پلیمری مناسب برای تجهیزات در تماس با سیال در مدارهای دوم و سوم

هدف تحقیق:

تعیین بهترین پوشش‌های پلیمری مناسب برای تجهیزات نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به حضور سیال خورنده آب دریا در مدارهای دوم و سوم نیروگاه اتمی بوشهر و شیمی ویژه آب دریای خلیج فارس ضروری است به منظور کاهش نرخ خوردگی و هزینه‌های متعاقب آن پوشش‌های پلیمری ویژه برای بخش‌های حساس با بیشترین آسیب‌پذیری شناسایی و پیاده‌سازی گردد

محدوده کاری:

خطوط لوله مدارهای دوم و سوم نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ شناسایی پوشش‌های پلیمری مناسب از جهت مقاومت در برابر خوردگی و الزامات اجرایی

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-208	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

آنالیز ریشه‌ای خرابی در پمپ‌های نیروگاه اتمی بوشهر و ارائه راهکارهای کاهش و ممانعت از تخریب

هدف تحقیق:

تعیین راه‌های کاهش خرابی در پمپ‌های نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در مدارهای اول، دوم و سوم نیروگاه اتمی بوشهر در قسمت‌های مختلف جهت انتقال سیال فرایندی، پمپ‌های مختلفی مورد استفاده قرار می‌گیرند که با توجه به خوردگی سیال و حضور پدیده‌هایی مانند کاویتاسیون، خوردگی و تخریب بدنه‌های پمپ‌ها و پروانه‌ها به صورت دوره‌ای رخ می‌دهد. بنابراین لازم است که آنالیز ریشه‌ای دقیق از دلایل وقوع خرابی در هر پمپ انجام شود و راهکارهای کاهش و حذف خرابی شناسایی و معرفی گردند.

محدوده کاری:

مدارهای اول، دوم و سوم نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ آنالیز ریشه‌ای خرابی در پمپ‌های مختلف نیروگاه اتمی بوشهر

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

■ دسترسی به اسناد تعمیرات دوره‌ای و تعمیرات موردی نیروگاه اتمی بوشهر

مراجع و منابع:

مدارک نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
ارگان اصلی مواد	99-L-TE-209	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

پیش‌بینی پارامتر DNBR در نیروگاه اتمی بوشهر به کمک شبکه‌های عصبی

هدف تحقیق:

مدلسازی نوترونیکی و ترموهیدرولیک قلب راکتور و کوپلینگ این دو مدل. استفاده از داده‌های تجربی نیروگاه بوشهر برای صحت‌سنجی مدل‌سازی‌ها و کوپلینگ و در آخر استفاده از نتایج کوپلینگ برای آموزش شبکه عصبی برای پیش‌بینی DNBR.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

پیش‌بینی پارامتر DNBR از پارامترهای اساسی و مهم در ایمنی نیروگاه است که روش معمول محاسبه آن بسیار پیچیده و پرهزینه است. به کمک آموزش شبکه‌های عصبی با داده‌های تجربی یا تئوری می‌توان کل محاسبه این پارامتر را در یک مرحله و به سرعت انجام داد.

محدوده کاری:

کوپلینگ مدل نوترونیکی و ترموهیدرولیک راکتور نیروگاه اتمی بوشهر، انواع شبکه‌های عصبی و آموزش آن‌ها.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

شبیه‌سازی نوترونیکی و ترموهیدرولیک راکتور نیروگاه بوشهر و کوپلینگ آن‌ها، گرفتن خروجی این کوپلینگ برای ورودی مختلف نیروگاه در حالت غیردائم. استفاده از نتایج تجربی برای اعتبارسنجی کوپلینگ. استفاده از کوپلینگ برای آموزش یک شبکه عصبی و مهمترین نتیجه مورد انتظار پیش‌بینی لحظه‌ای پارامتر DNBR به کمک همین شبکه عصبی است.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

داده‌های تجربی مربوط به کارکرد نیروگاه هسته‌ای بوشهر، کد هسته‌ای نوترونیکی و ترموهیدرولیک به انتخاب دانشجو.

مراجع و منابع:

مقالات مربوط به انواع کوپلینگ کدهای نوترونیکی و ترموهیدرولیک به صورت حالت غیردائم.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	01-N-TE-210	مهندسی هسته‌ای	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

شبیه‌سازی دوفازی طرف ثانویه مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر به کمک نرم‌افزار ANSYS

هدف تحقیق:

به دست آوردن توزیع درصد حجمی و دمای سیال در طرف ثانویه مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

اطلاع از توزیع دما و درصد حجمی بخار در مولد بخار در طراحی و نگهداری از مولد بخار نقش بسزایی دارد. به همین منظور میتوان طرف ثانویه مولد بخار رو از طریق نرم افزار ANSYS به شکل دوفازی شبیه‌سازی کرد. اطلاع از نحوه مدل‌سازی محیط متخلخل و جوشش دوفازی و همچنین نحوه کد نویسی در این نرم افزار اصول بنیادی این پروژه می‌باشند.

محدوده کاری:

مدل‌های مختلف جوشش، مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

در این پروژه لازم است دانشجو به کمک کدنویسی و مدل‌های جوشش موجود در نرم افزار ANSYS طرف ثانویه مولد بخار را در محیط متخلخل شبیه‌سازی کند و پس از انجام شبیه‌سازی و به دست آوردن توزیع دما و درصد حجمی بخار از داده‌های مراجع معتبر برای صحت‌سنجی شبیه‌سازی خود استفاده کند.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

نرم‌افزار ANSYS، داده‌های تجربی از طرف ثانویه مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر

مراجع و منابع:

مقالات مربوط به انواع مدل‌سازی‌های عددی پدیده جوشش

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	01-N-TE-211	مهندسی مکانیک مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

تشخیص خطای ژنراتور سنکرون با استفاده از روش‌های یادگیری ماشین

هدف تحقیق:

تشخیص خطای زود هنگام ژنراتور و ارائه اقدام اصلاحی مناسب؛ امکان افزایش کارایی عملکرد سیستم‌های تشخیصی ژنراتور؛ امکان تهیه آرایه ابزار کمک اوپراتوری برای بهره‌بردار ژنراتور و بهبود عملکرد ژنراتور سنکرون.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

تشخیص خطای به موقع و پیشگیرانه در ژنراتور سنکرون به دلیل اهمیت این تجهیز در سیستم‌های قدرت و نیروگاه‌ها یکی از مباحث مورد توجه پژوهشگران در سال‌های اخیر بوده است. خطایابی زود هنگام و صحیح این ژنراتورها و ارائه اقدام اصلاحی مناسب پیش از بروز خطا منجر به کاهش فعالیت‌های تعمیرات برنامه‌ریزی نشده و بهبود شاخص قابلیت واحد (UCF) و افزایش قابلیت اطمینان نیروگاه می‌شود. با توجه به ماهیت غیرخطی ژنراتور نیروگاه، تشخیص خطای این تجهیزات با استفاده از هوش مصنوعی و روش‌های یادگیری ماشین می‌تواند دقت تشخیص خطا را بالا ببرد. با توجه به خاص بودن ژنراتور نیروگاه اتمی بوشهر از نظر توان نامی و محدودیت‌های موجود در طراحی و پیاده‌سازی سیستم تشخیصی متداول، طراحی و پیاده‌سازی ابزار کمک اوپراتوری با استفاده از روش‌های تشخیصی مبتنی بر داده و ارزیابی برخط شرایط ژنراتور می‌تواند بهبود عملکرد ژنراتور سنکرون را تضمین نماید.

محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر و دیگر نیروگاه‌های دارای ژنراتور مشابه با ژنراتور نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- آرایه الگوریتم مناسب جهت تشخیص زودهنگام و online خطای ژنراتور سنکرون؛
- امکان افزایش دقت سیستم تشخیصی ژنراتور نیروگاه؛
- امکان بکارگیری در ابزارهای کمک اوپراتوری.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- داده‌های ژنراتور در حالت سالم و خطاهای مختلف؛
- منابع و مشخصات مربوط به ژنراتور نیروگاه اتمی بوشهر؛
- تجهیزات مربوط به جمع‌آوری داده از ژنراتور.

■ مراجع و منابع:

- مدارک IEEE مربوط به ژنراتور سنکرون؛
- مدارک مربوط به ژنراتور نیروگاه اتمی بوشهر؛
- مدارک IEEE مربوط به روش‌های یادگیری ماشین؛
- منابع مربوط به خطاهای ژنراتور سنکرون و روش‌های تشخیص آن.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	01-T-TE-212	مهندسی برق مهندسی هسته‌ای (راکتور)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی اثر تنش‌های مکانیکی، اثر خستگی و تخمین عمر تیغه‌های چیلرهای UF40(50,60,70) نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

بررسی تنش‌های مکانیکی وارده به تیغه‌های چیلر، بررسی اثر خستگی، تخمین عمر و بهینه‌سازی شرایط کاری و یا جنس

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در نیروگاه اتمی بوشهر چیلرهای UF40(50,60,70) وظیفه تولید آب سرد مصرفی در نیروگاه برای مصارف مختلف را برعهده دارند. با توجه به اهمیت کاهش هزینه‌های تعویض تیغه‌های تنظیم‌کننده جریان گاز در این چیلرها لازم است تا در یک شبیه‌سازی با استفاده از کدهای موجود، بررسی اثر تنش‌های مکانیکی، اثر پدیده‌ی خستگی و تخمین عمر تیغه و یافتن شرایط بهینه‌ی کاری برای این تیغه‌ها انجام بشود. در این پروژه استفاده از روش دینامیک مش برای حالت گذرا و یا استفاده از کد ABAQUS ضروری می‌باشد.

محدوده کاری:

حدود این پروژه، شبیه‌سازی و تحلیل تیغه‌های تنظیم‌کننده‌ی جریان گاز در چیلر UF40(50,60,70) می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی تیغه‌های چیلر
- تحلیل ترمومکانیکال و تحلیل تنش بر روی تیغه‌ها
- تخمین عمر تیغه‌ها
- بهینه‌سازی شرایط کاری و یا تعیین متریار مناسب برای تیغه‌ها

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات مورد نیاز جهت طراحی تیغه‌ها و اطلاعات مربوط به شرایط کاری
- کد CFX، FLUENT، ABAQUS، ANSYS MECHANICAL

■ مراجع و منابع:

- مدارک FSAR نیروگاه اتمی بوشهر
- تجارب بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر
- تجارب بهره‌برداری نیروگاه‌های هسته‌ای و غیرهسته‌ای خارجی
- مقالات علمی معتبر موجود

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	01-T-TE-213	مهندسی مکانیک مهندسی هسته‌ای (راکتور)	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

شبیه‌سازی CFD پدیده‌ی ضربه قوچ در لوله‌ها و زانویی‌های بین پمپ آب تغذیه اصلی (RL) و مولد بخار در نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

بررسی پدیده‌ی ضربه قوچ در لوله‌ها و زانویی‌های بین پمپ آب تغذیه اصلی (RL) و مولد بخار در نیروگاه اتمی بوشهر به منظور بررسی امکان وقوع و تبعات احتمالی آن

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

پدیده‌ی ضربه قوچ یکی از فرایندهایی است که بر اثر روشن شدن ناگهانی پمپ‌ها، باز شدن ناگهانی شیرها، اختلاف فشار دو طرف شیرها، کندانس بخار و جریان یافتن ناگهانی مایع کندانس و ... در لوله‌ها، محل زانویی‌ها و در نقاط دارای پیچ و خم به دفعات متعددی مشاهده می‌شود. با توجه به بروز پدیده‌ی ضربه قوچ در نیروگاه اتمی بوشهر، لزوم شبیه‌سازی این پدیده به منظور بررسی راه حل‌های پیشگیری از آن و شناسایی آسیب‌های وارده به خطوط لوله و زانویی‌ها در نقاط مهم مشخص شده حائز اهمیت می‌باشد. در این پروژه پس از شناسایی نقاط احتمال و آسیب‌پذیر در لوله‌ها و زانویی‌های بین پمپ آب تغذیه اصلی (RL) و مولد بخار از رویداد ضربه قوچ، با استفاده از کدهای CFD، شبیه‌سازی شده و امکان وقوع و نیز پیامدهای احتمالی آن بررسی و در صورت امکان راه حل‌های کاهش آسیب‌ها بررسی می‌شود.

محدوده کاری:

حدود این پروژه، شناسایی و شبیه‌سازی در نقاط مستعد ضربه قوچ در لوله‌ها و زانویی‌های بین پمپ آب تغذیه اصلی (RL) و مولد بخار در نیروگاه اتمی بوشهر است.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مروری بر پدیده‌ی ضربه قوچ و حالت‌های ممکن رخدادن آن در مدار دوم نیروگاه اتمی بوشهر
- شناسایی نقاط بحرانی و مستعد پدیده‌ی ضربه قوچ در لوله‌ها و زانویی‌های بین پمپ آب تغذیه اصلی (RL) و مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر
- شبیه‌سازی پدیده‌ی ضربه قوچ در نقاط بحرانی و بررسی امکان وقوع و تبعات احتمالی آن
- ارائه‌ی راهکار جهت کاهش احتمال رخداد پدیده‌ی ضربه قوچ
- ارائه‌ی راهکار جهت کاهش آسیب‌های وارده به تجهیزات

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مطالعه‌ی تجارب نیروگاهی جهت ارائه‌ی راهکار به منظور پیشگیری و کاهش آسیب وارده
- اطلاعات نقشه‌های مدار دوم و لوله‌های مدار دوم
- سیستم کامپیوتری با قابلیت پردازش موازی
- کد CFX, FLUENT, ABAQUS, ANSYS MECHANICAL

■ مراجع و منابع:

- مدارک FSAR نیروگاه اتمی بوشهر
- تجارب بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر
- تجارب بهره‌برداری نیروگاه‌های هسته‌ای و غیرهسته‌ای خارجی
- مقالات علمی معتبر موجود

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	01-T-TE-214	مهندسی مکانیک مهندسی هسته‌ای (راکتور)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

شستشوی شیمیایی مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

تعیین کمی و کیفی محلول شستشوی مولد بخار و شرایط انجام آن در نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از تجهیزات بسیار مهم در نیروگاه اتمی بوشهر، مولد بخار (Steam generator) است که وظیفه آن تامین بخار برای توربین می باشد. مولد بخار نیروگاه اتمی بوشهر یک مبدل حرارتی shell & tube افقی بزرگ است که آب مدار اول وارد لوله های آن و آب مدار دوم در سمت پوسته وارد می گردد. هنگام کار نیروگاه، محصولات خوردگی مدار دوم که عمده آن اکسیدهای آهن و اکسید مس است روی لوله های تبادل حرارتی، پوسته و کف مولد بخار رسوب می کنند. تجمع مواد و رسوبات در کف و بر لوله های مولد بخار مشکلاتی از قبیل: عدم انتقال حرارت به نحو مطلوب بین مدار اول و دوم و به تبع آن کاهش مشخصات فیزیکی فرآیند، احتمال ایجاد خوردگی های زیر رسوبی، بهم خوردن رژیم شیمیایی مولد بخار و مدار دوم و غیره ایجاد می کند. برای جلوگیری از تجمع مواد و رسوبات و محصولات خوردگی، از روش های زیر استفاده می شود: استفاده از آب با کیفیت (از با کیفیت ترین آب های صنعتی موجود در کشور)

۱. استفاده از مواد شیمیایی با کیفیت جهت حفظ رژیم شیمیایی آب
۲. شستشوی فیزیکی مولد بخار هنگام توقف بوسیله آب پرفشار (شستشو بوسیله جت یا کارواش)
۳. شستشوی شیمیایی مولد بخار هنگام خنک سازی نیروگاه و در شرایط توقف گرم
۴. شستشوی فیزیکی مولد بخار تنها قسمتی از مواد و رسوبات تشکیل شده در آن را خارج می کند و برای شستشوی کامل نیاز به شستشوی شیمیایی می باشد. برای انجام شستشوی شیمیایی از محلول ترکیبات گوناگونی در شرایط دمایی مختلفی و در چندین مرحله استفاده می گردد. هدف از انجام شستشوی شیمیایی زدودن و حذف رسوبات و محصولات خوردگی از سطوح خارجی لوله های تبادل حرارتی، سطوح داخلی پوسته، سطوح خارجی کلکتورهای گرم و سرد، سطوح پائینی، نقاط کور، بخش نمکی و کف مولد بخار می باشد.

چگونگی انجام شستشوی شیمیایی از نظر ترکیب تشکیل دهنده محلول شستشو، دمای انجام شستشوی شیمیایی، PH محلول، مراحل انجام شستشوی شیمیایی، حجم محلول مورد استفاده و سرعت انجام شستشو، وابسته به ترکیب مواد و رسوبات تشکیل شده در سطوح داخلی مولد بخار به ویژه کف آن می باشد. به عبارت دیگر عامل اصلی تعیین کننده چگونگی شستشوی شیمیایی مولد بخار، نتایج آنالیز مواد و رسوبات تشکیل شده در آن می باشد.

طبق مدارک نیروگاه اتمی بوشهر ترکیب محلول شستشو، EDTA و سیتریک اسید (اگزالیک اسید) و سدیم هیدروکسید می باشد اما در نیروگاه های روسی از ترکیبات دیگری مثل هیدرازین، آب اکسیژنه، آمونیوم استات استفاده می شود.

■ محدوده کاری:

نیروگاه‌های هسته‌ای WWER

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تعیین کیفی ترکیب محلول شستشوی شیمیایی
- تعیین کمی محلول شستشوی شیمیایی
- تعیین مدت زمان انجام شستشوی شیمیایی
- تعیین بهترین حالت (وضعیت) راکتور برای انجام شستشوی شیمیایی
- تعیین دما و فشار بهینه انجام شستشوی شیمیایی
- تعیین بهترین PH محلول که بیشترین و موثرترین راندمان شستشو را دارد
- تعیین تعداد مراحل شستشو طبق آنالیزها گرفته شده و بازدهی‌های داخلی موبد بخار
- تعیین راندمان شستشو شیمیایی
- تهیه و تدوین برنامه جامع شستشوی شیمیایی به همراه مدارک شستشو و الگوریتم انجام شستشوی شیمیایی
- طراحی نرم افزار شستشوی شیمیایی

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

مدارک طراحی و بهره برداری نیروگاهی درباره شستشوی شیمیایی مولد بخار

■ مراجع و منابع:

- مدارک آژانس بین المللی خارجی
- مدرک کارخانه‌ای مولد بخار
- مدرک کارخانه‌ای شستشوی شیمیایی مولد بخار
- دستورالعمل بررسی شرایط خوردگی سمت مدار دوم مولدهای بخار
- دستورالعمل بهره‌برداری سیستم شستشوی شیمیایی و ارسال مواد شیمیایی به مولد بخار
- دستورالعمل سازماندهی و نگهداری رژیم شیمیایی آب مدار دوم

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت بهره برداری نیروگاه اتمی بوشهر	01-B-TE-215	مهندسی شیمی شیمی مهندسی هسته‌ای	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

ارزیابی خرابی سازه‌های دریایی بتنی با بهره‌گیری از الگوریتم‌های یادگیری ماشین

هدف تحقیق:

تعیین شدت و عمق خرابی سازه‌های دریایی بتنی با استفاده از اطلاعات طرح اختلاط آن‌ها برای یک شرایط محیطی مشخص

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

سازه‌های دریایی بتنی به دلیل مجاورت با دریا دچار آسیب‌های جدی می‌شوند که میزان خرابی آن‌ها با طرح اختلاط بتن ارتباط مستقیم دارد. بررسی این موضوع مستلزم ساخت نمونه‌های آزمایشگاهی مختلف با طرح‌های اختلاط متنوع می‌باشد. در چنین شرایطی، یک بانک اطلاعاتی مناسب از داده‌های آزمایشگاهی حاصل خواهد شد که می‌تواند برای یادگیری ماشین و در نتیجه تخمین و پیش‌بینی میزان خرابی سازه‌های بتنی به کار برده شود.

محدوده کاری:

بررسی سازه‌های نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مطالعه پیرامون تکنولوژی بتن و انواع افزودنی‌های مجاز؛
- ساخت نمونه‌های آزمایشگاهی؛
- ایجاد بانک اطلاعاتی مناسب؛
- یادگیری ماشین و صحت‌سنجی عملکرد آن؛
- جمع‌بندی و نتیجه‌گیری

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ امکانات آزمایشگاه بتن و نرم‌افزارهای مربوطه جهت دستیابی به یک مدل هوشمند

مراجع و منابع:

مقالات، مدارک، کتب و پایان‌نامه‌های مرتبط با تکنولوژی بتن و هوش مصنوعی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسين مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-216	مهندسی عمران	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

بررسی انتشار و پخش پلوم حرارتی در نقاط تخلیه آب خروجی نیروگاه در دریا در یک سیکل جزر و مدی پیوسته

هدف تحقیق:

شناسایی نرخ اضمحلال پلوم حرارتی آب خروجی نیروگاه در دریا

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

تحقیق الزامات زیست‌محیطی مرتبط با تغییرات دمای آب دریا به واسطه ورود آب سیستم خنک‌کننده نیروگاه به دریا در نقاط تخلیه

محدوده کاری:

سازه‌های هیدرولیکی و دریایی

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- توسعه مدل عددی جهت تعیین مدل انتشار و پخش پلوم حرارتی؛
- راستی‌آزمایی مدل عددی با بهره‌گیری از داده‌های واقعی

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاه اتمی بوشهر
- محاسبات عددی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسين مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-217	مهندسی مکانیک علوم و مهندسی آب اقیانوس‌شناسی	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی تغییرات حرارتی جریان در خطوط انتقال آب زیر دریا

هدف تحقیق:

شناسایی گرادیان دمای آب در خطوط لوله خروجی

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

شناسایی گرادیان دمای آب در خطوط لوله خروجی از طریق توسعه مدل عددی و راستی‌آزمایی مدل

محدوده کاری:

سازه‌های هیدرولیکی و دریایی

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- توسعه مدل عددی جهت تعیین تغییرات حرارتی آب در خطوط لوله تخلیه؛
- راستی‌آزمایی مدل عددی با بهره‌گیری از مدل‌های آزمایشگاهی

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دسترسی به اسناد و مدارک نیروگاه اتمی بوشهر
- محاسبات عددی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسين مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-218	مهندسی مکانیک	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی راهکارهای مقابله با خوردگی و انتخاب راهکار بهینه در سازه‌های نیروگاه اتمی

هدف تحقیق:

بررسی اثر انواع راهکارهای مختلف مقابله با خوردگی در سازه‌های نیروگاه اتمی (احداث شده در سواحل آب‌های آزاد) و ارزیابی آن‌ها به منظور دستیابی به یک راهکار بهینه که بهترین اثرگذاری را در بهبود دوام سازه ایجاد می‌نماید. با نگاه ویژه به راهکارهای کشور روسیه و با مطالعه موردی واحد ۲ نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

دوام سازه‌ها از اهمیت ویژه‌ای برای افزایش طول عمر بهره‌برداری آن دارد. در نواحی ساحلی، پدیده خوردگی اصلی‌ترین عامل کاهش عمر سازه‌ها می‌باشد. با توجه به اهمیت نیروگاه‌های اتمی، شناسایی راهکارهای مؤثر و بهینه برای کاهش اثرات خوردگی سازه‌ها در نیروگاه‌های اتمی احداث‌شده در سواحل دریاها و اقیانوس‌ها، اهمیت به‌سزایی هم از لحاظ ایمنی و نگهداری، و هم از جنبه اقتصادی دارد.

محدوده کاری:

طراحی و نگهداری سازه‌های نیروگاه از جمله واحدهای ۲ و ۳ نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناخت راهکارهای مقابله با خوردگی (به ویژه راهکارهای کشور روسیه)
- بررسی اثرات راهکارها به طور جداگانه
- انتخاب راهکار برتر (تکی یا ترکیبی)

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- سیستم سخت‌افزاری و نرم‌افزارهای مربوطه
- مطالعات آزمایشگاهی
- مقالات، مدارک، کتب و پایان‌نامه‌های مرتبط با راهکارهای مقابله با خوردگی، تجهیزات و فضای آزمایشگاهی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسين مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-219	مهندسی عمران	دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

بررسی و آنالیز آسیب‌های ناشی از اثرات تابش بر ساختمان و تجهیزات راکتور واحد جدید نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

حصول اطمینان از طول عمر سرویس‌دهی ۶۰ ساله راکتور واحدهای جدید نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

برهم‌کنش‌های بین تابش و ماده می‌تواند تغییرات عمیق در خواص ماده ایجاد نماید. این تغییرات ممکن است مانند مقاوم شدن فولاد ضدزنگ مورد استفاده در قلب یک راکتور حرارتی، بدون آنکه خاصیت نرمی خود را به طور قابل ملاحظه‌ای از دست بدهد سودمند باشند و یا مانند افزایش سریع دمای گذار، از نرمی به شکنندگی در فولادهای با کربن کم باعث وقوع فاجعه‌های بزرگ گردد. برای ارزیابی کامل این تغییرات باید برهم‌کنش انواع تابش با محیط مادی پیرامون، به طور کامل مطالعه گردد تا رفتار مواد مختلف در میدان تابشی مخلوط به طور کامل مشخص شود. در چنین شرایطی سازوکارهای اتلاف انرژی ذرات باردار، برهم‌کنش‌های مربوط به نوترون‌های کند، تند و امواج الکترومغناطیسی با محیط مادی پیرامون که ذرات و امواج تابش شده در آن ترابرد می‌نمایند تعیین می‌گردد.

در راکتورهای هسته‌ای حالت‌های بسیار پیچیده‌ای از تاثیر میدان‌های تابشی مخلوط (ذرات باردار، نوترون و امواج الکترومغناطیس) بر مواد متفاوت (فولاد، بتن، ...) وجود دارد. از آنجایی که ادعای مطرح شده از جانب پیمانکار روس برای سرویس‌دهی واحد جدید نیروگاه اتمی بوشهر ۶۰ سال می‌باشد، انجام چنین مطالعه‌ای از اهمیت بسیار بالایی برخوردار خواهد بود. در این مطالعه آسیب ناشی از نوترون‌های حرارتی و سریع، ذرات باردار و امواج الکترومغناطیس بر فولاد ضدزنگ، بتن و سایر مواد موجود در ساختمان و تجهیزات راکتور واحد جدید نیروگاه اتمی بوشهر مورد بررسی قرار می‌گیرد و با استفاده از کدهای مرتبط این فرآیند شبیه‌سازی می‌گردد تا از صحت طول عمر سرویس‌دهی ۶۰ ساله راکتور اطمینان حاصل گردد.

محدوده کاری:

آشنایی کامل با مواد به کار رفته در تجهیزات و ساختمان راکتور واحد جدید نیروگاه اتمی بوشهر، آشنایی با مباحث مرتبط با Aging، مباحث مرتبط با حفاظت در برابر اشعه، کد شبیه‌سازی MCNP، نرم‌افزارها و کدهای مرتبط با Aging، آنالیز XRF، نرم‌افزارهای مبتنی بر الگوریتم مونت کارلو، نرم‌افزار SRIM

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تاثیر تابش بر تجهیزات و ساختمان راکتور واحد جدید نیروگاه اتمی بوشهر
- شبیه‌سازی با استفاده از کدهای مرتبط جهت انجام مطالعات مربوط به Aging
- حصول اطمینان از سرویس‌دهی ۶۰ ساله واحد جدید نیروگاه اتمی بوشهر

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مدارک طراحی واحد جدید نیروگاه اتمی بوشهر
- کد MCNP
- نرم‌افزارها و کدهای مرتبط با Aging
- کتب و مراجع موجود در زمینه تاثیرات پرتو بر مواد

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-220	مهندسی هسته‌ای (راکتور/ کاربرد پرتو)	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی و مقایسه نتایج تحلیل اندرکنش خاک و سازه به روش مجانب مرکب
(Combined Asymptotic Method) با سایر روش‌ها

هدف تحقیق:

ارزیابی نقاط قوت و ضعف روش CAM نسبت به سایر روش‌ها، بررسی دامنه کاربرد این روش، پیاده‌سازی روش به صورت کاربردی برای یک نمونه مطالعاتی

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

روش تحلیل اندرکنش خاک و سازه CAM یک روش ابداعی برای تحلیل اندرکنش خاک و سازه می‌باشد. با توجه به اهمیت بالای پدیده اندرکنش خاک و سازه و تأثیر مهم آن بر تحلیل سازه‌های نیروگاهی، ارزیابی این روش و شناسایی نقاط ضعف و قوت آن در مقایسه با روش‌های مرسوم، مهم است.

محدوده کاری:

تحلیل و طراحی سازه‌های نیروگاه از جمله واحدهای ۲ و ۳ نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ مطالعه روش CAM

■ انجام آن بر روی نمونه با روش‌های مرسوم

■ مقایسه و تحلیل نتایج

■ جمع‌بندی و نتیجه‌گیری

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ سیستم سخت‌افزاری قدرتمند و نرم‌افزارهای مربوطه

■ مقالات، کتب و پایان‌نامه مرتبط با روش‌های تحلیل اندرکنش خاک و سازه

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-221	مهندسی عمران	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

تحلیل آسیب‌پذیری لرزه‌ای سازه‌های نیروگاه اتمی با استفاده از منحنی‌های شکنندگی

هدف تحقیق:

مطالعه آسیب‌پذیری دقیق سازه‌های نیروگاهی به صورت احتمالاتی به کمک منحنی‌های شکنندگی به منظور شناخت آسیب‌پذیری موجود و کمک به پیشگیری از خسارت‌های جدی سازه‌ها در زلزله

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به اهمیت و حساسیت بالای نیروگاه‌های اتمی، لزوم مطالعه دقیق رفتار سازه‌های رده ۱ ایمنی لرزه‌ای آن به صورت دقیق و با لحاظ عدم قطعیت‌ها، بدیهی است. منحنی‌های شکنندگی با مطالعه رفتار این سازه‌ها با لحاظ عدم قطعیت‌های موجود، دیدگاهی واقع‌بینانه از رفتار سازه را ارائه می‌دهد. امکان ارزیابی دقیق این آسیب‌پذیریها منجر به افزایش بهره‌وری و عمر سرویس‌دهی در عملیات تعمیر و نگهداری می‌شود.

محدوده کاری:

- طراحی و نگهداری سازه‌های نیروگاه از جمله واحدهای ۲ و ۳ نیروگاه اتمی بوشهر
- عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام پایان‌نامه:
- انتخاب سازه رده ۱ لرزه‌ای مورد نظر
- مدل‌سازی سازه
- بارگذاری لرزه‌ای
- تحلیل لرزه‌ای LDA سازه
- تشکیل منحنی‌های شکنندگی
- جمع‌بندی و نتیجه‌گیری

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- سیستم سخت‌افزاری قدرتمند و نرم‌افزارهای مربوطه

مراجع و منابع:

مقالات، مدارک، کتب و پایان‌نامه‌های مرتبط با سازه‌های نیروگاهی، تحلیل‌های لرزه‌ای و منحنی‌های شکنندگی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-222	مهندسی عمران	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت ■			

عنوان تحقیق:

بررسی تاثیر پدیده سالخوردگی (Ageing) بر عمر بهره‌برداری سازه‌های نیروگاه‌های اتمی

هدف تحقیق:

بررسی تاثیر پدیده سالخوردگی بر کاهش عمر مفید سازه‌های نیروگاه اتمی بوشهر و افت عملکرد ثقلی و لرزه‌ای آن

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

پدیده سالخوردگی به افت مشخصات فیزیکی و مکانیکی سازه در طول زمان گویند که می‌تواند عملکرد مطلوب سازه را مختل و نهایتاً، عمر بهره‌برداری آن را کاهش دهد. در این تحقیق، ضمن بررسی و مطالعه دقیق این پدیده و اثرات منفی آن بر سازه‌های نیروگاه اتمی، راهکارهای مقابله با آن طراحی می‌شود تا ضمن کاهش هزینه‌های نگهداری، عمر بهره‌برداری سازه و نیروگاه به طور کلی، افزایش یابد.

محدوده کاری:

طراحی و نگهداری سازه‌های نیروگاه از جمله واحدهای ۲ و ۳ نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی و شناخت پدیده سالخوردگی؛
- مدل‌سازی و بررسی اثرات این پدیده بر سازه؛
- تحلیل نتایج؛
- جمع‌بندی و نتیجه‌گیری

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ سیستم سخت‌افزاری قدرتمند و نرم‌افزارهای مربوطه

مراجع و منابع:

مقالات، مدارک، کتب و پایان‌نامه مرتبط با پدیده سالخوردگی و سازه‌های نیروگاه اتمی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-223	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

تعیین الزامات و استانداردهای امنیت سایبری در نیروگاه‌های اتمی

هدف تحقیق:

شناسایی و تعیین الزامات و استانداردهای مربوط به امنیت سایبری به منظور جلوگیری از نفوذ و تخریب تجهیزات الکترونیکی

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

ضمن شناسایی و تعیین الزامات و استانداردهای بین‌المللی برای شبکه‌های صنعتی و کنترلی نیروگاه‌های برق به خصوص نیروگاه اتمی، اقدام به مشخص کردن تهدیدها و شناسایی آسیب‌های احتمالی در زیر ساخت شبکه صنعتی نماید و لازم است در ادامه روش‌های جلوگیری از حملات سایبری و همچنین شبیه‌سازی مربوطه را انجام دهد.

محدوده کاری:

تحقیق و مطالعه

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- معرفی استانداردها
- روش‌های نفوذ و تخریب شبکه‌های صنعتی
- تست‌های نفوذ شبکه‌های صنعتی
- روش‌های کاهش آسیب ناشی از حملات
- معرفی تجهیزات و روش‌ها و نرم‌افزارهای مربوطه

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ مقالات، مدارک، کتب و پایان‌نامه مرتبط با امنیت سایبری در نیروگاه‌های اتمی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-224	مهندسی کامپیوتر IT ICT	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

تهیه و تدوین روش‌های نوین تعمیرات پیش‌بینانه (Predictive Maintenance) تجهیزات دوار مهم نیروگاه‌های هسته‌ای

هدف تحقیق:

بررسی و تهیه به‌روزترین روش‌های عیب‌یابی تجهیزات دوار مهم جهت افزایش قابلیت اطمینان، دسترس‌پذیری و همچنین به‌کارگیری در نیروگاه‌های هسته‌ای کشور

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

به منظور جلوگیری از پیشرفت عیوب موجود در تجهیزات ضروری است که به طور مداوم وضعیت تجهیزات پایش شود و به این وسیله علاوه بر تشخیص ایرادات در لحظات ابتدایی وقوع، اقدامات لازم جهت جلوگیری از پیشرفت و بروز خطرات جدی برای تجهیزات انجام گیرد. برخی مزیت‌های استفاده از این روش‌ها به شرح زیر است:

۱. کاهش زمان‌های توقف جهت تعمیرات و افزایش تولید
۲. کاهش یا حذف تعمیرات نادرست به‌علت عدم شناسایی صحیح عیب
۳. کاهش یا حذف شکست‌های ناگهانی
۴. کاهش هزینه‌های تعمیرات و نگهداری
۵. انتقال زمان انجام تعمیرات تا حد امکان به نزدیکترین زمان تعمیرات دوره‌ای
۶. کاهش هزینه قطعات یدکی
۷. بهینه‌سازی عملکرد ماشین‌ها
۸. کاهش انرژی مصرفی ماشین‌ها به‌علت بهینه بودن عملکرد آن‌ها

محدوده کاری:

تحقیق و مطالعه

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی به‌روزترین روش‌های عیب‌یابی پیش‌بینانه تجهیزات دوار
- تعیین نقاط قوت و ضعف روش‌های مختلف
- بررسی شرکت‌های معتبر در زمینه عیب‌یابی پیش‌بینانه تجهیزات دوار مهم نیروگاه‌های هسته‌ای
- پیشنهاد روش مناسب برای عیب‌یابی پیش‌بینانه تجهیزات دوار مهم نیروگاه‌های هسته‌ای کشور با توجه به تجربیات سایر کشورها

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ مقالات، مدارک، کتب و پایان‌نامه مرتبط

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-225	مهندسی برق (ماشین‌های الکتریکی)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

تهیه نرم افزار آنالیز تغییرات ویبره، دما، تنش و عیب یابی تجهیزات دوار و تعیین ارتباط تغییرات با پارامترهای ورودی

هدف تحقیق:

تهیه و تولید گزارشات آنالیز تغییرات ویبره، دما، تنش و عیب یابی تجهیزات دوار

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در این تحقیق لازم است ابتدا روابط مهم در خصوص تأثیرات پارامترهای مکانیکی و الکتریکی بر روی سلامت تجهیزات دوار بررسی شده و سپس با استفاده از کدهای نرم افزاری، بسته نرم افزاری تولید نموده، که در آن با ارائه پارامترهای مکانیکی و الکتریکی اندازه گیری شده توسط تجهیزات اندازه گیری و تحلیل این داده ها پس از تعیین و پیش بینی احتمال رخداد آسیب به تجهیزات دوار، علل و عوامل تولید آسیب را معرفی و در نهایت دستورات لازم جهت رفع ایراد را مشخص نماید.

محدوده کاری:

طراحی و تولید نرم افزار

عناوین کلی فعالیت ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی و تعیین روابط مهم در خصوص تأثیرات پارامترهای مکانیکی و الکتریکی بر روی سلامت تجهیزات دوار
- بررسی روابط مهم در خصوص تأثیرات پارامترهای مکانیکی و الکتریکی بر روی سلامت تجهیزات دوار
- تولید بسته نرم افزاری آنالیز کننده تغییرات ویبره، دما، تنش و عیب یابی تجهیزات دوار و تعیین ارتباط تغییرات با پارامترهای ورودی

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- آشنایی با زبان برنامه نویسی مناسب بر اساس انتظارات ارائه شده،
- دریافت اطلاعات و راهنماییهای لازم از مشاور صنعتی.

مراجع و منابع:-

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته ای	03-O-TE-226	مهندسی کامپیوتر مهندسی ابزار دقیق مهندسی مکانیک مهندسی برق	دکتری
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم افزاری و شبیه سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

مقایسه پایدارسازهای سیستم قدرت (PSS) مطابق با استانداردهای روسی با مدل‌های پیشنهادی IEEE

هدف تحقیق:

مدل‌سازی پایدارساز سیستم قدرت در واحدهای ۲ و ۳ نیروگاه اتمی بوشهر بر اساس استانداردهای روسی و بین‌المللی

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در این تحقیق لازم است ابتدا مدل‌های ارائه شده برای پایدارساز سیستم قدرت (Power System Stabilizer) براساس استانداردهای روسی استخراج شود سپس این مدل‌ها در نرم‌افزار DIGSILENT شبیه‌سازی شوند همچنین پارامترهای بهینه این مدل‌ها در تحلیل شین بینهایت و با حضور واحدهای ۲ و ۳ نیروگاه اتمی بوشهر استخراج شود. در نهایت پس از شبیه‌سازی مدل‌های پیشنهادی IEEE ۴۲۱ در نرم‌افزار ذکر شده نتایج دینامیکی مدل‌های پیشنهادی استانداردهای روسی با استانداردهای بین‌المللی مقایسه شود.

محدوده کاری:

شبیه‌سازی و آنالیز نتایج

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی و تعیین مدل‌های ارائه شده برای پایدارساز سیستم قدرت در استانداردهای روسی
- شناسایی و تعیین مدل‌های ارائه شده برای پایدارساز سیستم قدرت در استاندارد IEEE
- شبیه‌سازی مدل‌های ارائه شده در استانداردهای روسی و استاندارد IEEE
- تحلیل و مقایسه نتایج دینامیکی شبیه‌سازی مرتبط با بند قبل و ارائه مدل بهینه

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دانش پایه در حد عالی
- سخت افزار و نرم افزار مناسب شبیه سازی

مراجع و منابع:-

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسين مشاور افق هسته‌ای	03-O-TE-227	مهندسی برق	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بررسی کاربرد نانو محلول‌ها در اکتیوژدایی از تجهیزات آلوده پرتوی

هدف تحقیق:

استفاده از نانو محلول‌ها به‌عنوان محلول اکتیوژدا در وان‌های اکتیوژدایی تاسیسات هسته‌ای

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با توجه به به‌روز شدن تکنولوژی و ساخت وان‌های اکتیوژدایی مدرن با روش‌های جدید؛ از جمله وان‌های اولتراسونیک، استفاده از محلول‌های اکتیوژدایی با توان پاک‌کنندگی بهتر که با یک مرحله شستشو بتوانند عملکرد مورد نیاز را داشته باشند و آلودگی‌های پرتوی را تا حد مطلوب کاهش دهند اهمیت به‌سزایی در صرفه‌جویی محلول و زمان داشته و به تبع آن کاهش هزینه‌ها، کاهش اثرات منفی محلول‌ها بر تجهیزات مهم، سلامتی کارکنان و حفظ محیط زیست را در پی دارد.

(این فرآیند در حال حاضر در نیروگاه به روش شیمیایی و با سه محلول و در چهار مرحله شست‌وشوی با باز-آب-اسید-آب انجام می‌شود.)

محدوده کاری:

کلیه تاسیسات هسته‌ای

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مطالعه و بررسی در زمینه پرتوها در تاسیسات هسته‌ای (انواع، منابع تولید، گستردگی، شدت و ...)
- آشنایی با آلودگی‌های پرتوی و محیط‌ها و تجهیزات اصلی آلوده شونده؛
- مطالعه و بررسی بر روی محلول‌های شوینده در شست‌وشوی تجهیزات صنعتی و پیشنهاد محلول‌های موثرتر با بازدهی بالا؛
- آشنایی با حمام‌های شست‌وشوی صنعتی (وان‌های اکتیوژدایی)؛
- آشنایی و ارزیابی روش‌های به‌روز اکتیوژدایی در نیروگاه‌های هسته‌ای و محلول‌های مورد استفاده؛
- مطالعه و بررسی بر روی نانو ذرات قابل استفاده در محلول‌های شست‌وشو؛
- ساخت نانو محلول قابل استفاده در حمام‌های شست‌وشوی صنعتی.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مدارک و گزارش‌های واقعی از آلودگی‌های پرتوی در تاسیسات هسته‌ای
- مدارک و گزارش‌های تاسیسات هسته‌ای

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر	03-N-TE-228	مهندسی هسته‌ای فیزیک	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

امکان‌سنجی طراحی سیستم حسگر آرایه سوسوزن معدنی فیبر نوری برای اسکن چند بعدی پسماندهای رادیواکتیو

هدف تحقیق:

توسعه و طراحی سیستم حسگر تشعشع چند بعدی مینیاتوری متشکل از آرایه سوسوزن معدنی و فیبرهای نوری پلاستیکی. این سیستم را می‌توان برای به‌دست آوردن توزیع رادیواکتیو از راه دور و شناسایی پرتوزا در پسماندهای رادیواکتیو با استفاده از روش اسکن استفاده کرد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

با استفاده از تشعشعات و مواد هسته‌ای در زمینه‌های مختلف مانند پزشکی، صنعت و تاسیسات هسته‌ای، انتظار می‌رود تولید پسماندهای رادیواکتیو افزایش یابد. علاوه بر این، همان‌طور که نیروگاه‌های هسته‌ای به طور فعال در سراسر جهان از رده خارج می‌شوند، اهمیت مدیریت پسماندهای رادیواکتیو در حال افزایش است. در این پروژه، یکی سیستم حسگر آرایه سوسوزن معدنی با یک فیبر نوری پلاستیکی برای به‌دست آوردن توزیع رادیواکتیویته و مکان نقطه بحرانی (گرم) در پسماندهای رادیواکتیو با استفاده از یک روش اسکن ایجاد خواهد شد. برای کوچک‌سازی حسگر و ترکیب با فیبر نوری پلاستیکی برای سنجش از راه دور، از یک سوسوزن غیرآلی گروسکوپیک، برای ساخت یک حسگر آرایه‌ای استفاده می‌شود. در نهایت، تغییر در نورهای سوسوزن در مناطق دو بعدی مورد نظر اندازه‌گیری می‌شود و سپس به یک تصویر توزیع رادیواکتیویته تبدیل خواهد شد. نقاط پرت موجود در تصویر با استفاده از یک فیلتر دیجیتال برای به‌دست آوردن مکان نقطه داغ با دقت بیشتری حذف می‌شوند تا از درون‌یابی مکعبی برای صاف‌تر و واضح‌تر کردن تصاویر استفاده شود. در همین حال، طیف‌سنجی پرتو گاما برای شناسایی رادیونوکلئیدها و اسکن حجمی سه‌بعدی نیز انجام می‌شود که می‌تواند به طور موثر نقاط داغ را با استفاده از حسگر آرایه پیشنهادی پیدا کند.

محدوده کاری:

- سازمان انرژی اتمی ایران و شرکت‌های تابعه (شرکت مدیریت پسماندهای پرتوزای ایران)
- سایت‌های مدیریت پسماندهای پرتوزا (نزدیک سطح، دفن عمیق و دیگر موارد)

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

در این پروژه، یک سیستم حسگر آرایه سوسوزن معدنی با یک فیبر نوری پلاستیکی برای به‌دست آوردن توزیع رادیواکتیویته و مکان نقطه بحرانی (گرم) در پسماندهای رادیواکتیو با استفاده از یک روش اسکن ایجاد خواهد شد. برای کوچک‌سازی حسگر و ترکیب با فیبر نوری پلاستیکی برای سنجش از راه دور، از یک سوسوزن غیرآلی گروسکوپیک، برای ساخت یک حسگر آرایه‌ای استفاده می‌شود. در نهایت، تغییر در نورهای سوسوزن در مناطق دو بعدی مورد نظر اندازه‌گیری می‌شود و

سپس به یک تصویر توزیع رادیواکتیویته تبدیل خواهد شد. نقاط پرت موجود در تصویر با استفاده از یک فیلتر دیجیتال برای به دست آوردن مکان نقطه داغ با دقت بیشتری حذف می شوند تا از درون یابی مکعبی برای صاف تر و واضح تر کردن تصاویر استفاده شود. در همین حال، طیف سنجی پرتو گاما برای شناسایی رادیونوکلئیدها و اسکن حجمی سه بعدی نیز انجام می شود که می تواند به طور موثر نقاط داغ را با استفاده از حسگر آرایه پیشنهادی پیدا کند.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- فیبر نوری پلاستیکی؛
- سنتیلاتور؛
- نرم افزارهای تحلیل داده

■ مراجع و منابع:

IAEA, Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization IAEA, Vienna (2007), IAEA-TECDOC-1537

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت پسمانداری صنعت هسته ای ایران	03-W-TE-229	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم افزاری و شبیه سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی تاثیر عوامل آب‌وهوایی (اقلیمی) بر عوامل تبدیل دز بیوسفر در ارزیابی ایمنی بلندمدت دفن پسماند رادیواکتیو

هدف تحقیق:

بررسی تاثیر عوامل آب‌وهوایی بر عوامل تبدیل دز بیوسفر در ارزیابی ایمنی بلندمدت دفن پسماند رادیواکتیو (به خصوص در بررسی دفن نزدیک سطح جهت مدیریت پسماند با پرتوزایی کم و متوسط)

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در ارزیابی ایمنی درازمدت دفن و مدیریت پسماندهای رادیواکتیو، آب و هوا به‌عنوان نیروی محرکه خارجی اولیه که تکامل آینده مکان مخزن را شکل می‌دهد، با پیامدهای مستقیم برای زیست‌کره عمل می‌کند. آب و هوا بر تغییرات گردش آب سطحی تاثیر می‌گذارد که متعاقباً بر انتقال رادیونوکلئیدها در محیط سطح غالب است. در فرآیند انجام ارزیابی‌های ایمنی بلندمدت، تکامل بیوسفر معمولاً با در نظر گرفتن تغییرات مرتبط با چرخه‌های یخبندان فرض می‌شود.

محدوده کاری:

سازمان انرژی اتمی ایران و شرکت‌های تابعه (شرکت مدیریت پسماندهای پرتوزای ایران) - سازمان محیط زیست - سایت‌های مدیریت پسماندهای پرتوزا (نزدیک سطح، دفن عمیق و دیگر موارد)

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

عوامل آب و هوایی از مناطق مختلف برای ارزیابی تاثیر بر فاکتورهای تبدیل دز بیوسفر در ارزیابی زیست‌کره دفع پسماندهای رادیواکتیو استفاده می‌شود. ویژگی‌های آب و هوایی مناطق گرمسیری و نیمه‌گرمسیری در کنار مناطق مختلف آب و هوایی با مشاهده تاثیر رادیونوکلئیدهای مختلف در نظر گرفته می‌شود. همچنین اطلاعات مربوط به بارندگی سالانه، توزیع ماهانه بارندگی، دما و نور خورشید برای مناطق مختلف جمع‌آوری می‌شود تا رابطه بین بارندگی و فرآیندهای سیل و همچنین فرسایش نیز مشخص شود. علاوه بر این، مدل موجودی آب برای محاسبه پارامترهای جریان آب سطحی مورد نیاز برای مدل بیوسفر استفاده می‌گردد. نتایج شامل اثرات محدود سیلاب و فرسایش است که با استفاده از روش‌های ساده شده قابل ارزیابی است. همچنین مقادیر آلاینده رادیواکتیو منتشر شده در شرایط مختلف آب و هوایی می‌تواند از نتایج این پژوهش باشد.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ نرم‌افزارهای مدل‌سازی؛

■ اطلاعات اقلیمی مربوط به مناطق مورد مطالعه؛

■ اطلاعات زمین‌شناسی منطقه مورد بررسی

■ مراجع و منابع:

C.Y.Chen et al., The impact of different temporal resolution rainfall data on biosphere model of long-term safety assessment in groundwater release scenario or radioactive waste disposal in the tropical monsoon zone, J.Environ.Radioact, (2022).

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت پسمانداری صنعت هسته ای ایران	03-W-TE-230	مهندسی هسته ای	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □		نرم افزاری و شبیه سازی ■ ساخت □	

عنوان تحقیق:

طراحی سیستم مدیریت ایمن پسماندهای رادیواکتیو با استفاده از فناوری ICT

■ هدف تحقیق:

در این پروژه، فناوری DT معرفی می‌گردد که از فناوری واقعیت افزوده (AR) استفاده می‌کند و کاربران را قادر می‌سازد تا محتویات پسماندهای بسته‌بندی شده کوچک در بشکه‌های پسماند رادیواکتیو را بدون باز کردن آن‌ها بررسی کنند. فناوری حسگر اینترنت اشیا (IoT) که وضعیت بشکه‌ها را بررسی می‌کند، بر اساس عملکرد نمونه اولیه Digital Twin متشکل از چندین ماژول (بسته به تعریف پروژه) واقعیت افزوده کاربران را قادر می‌سازد تا اطلاعات شکل و میزان پر شدن پسماندهای بسته‌بندی کوچک را در بسته‌های پسماند رادیواکتیو ببینند که شامل پاسخ سریع (QR) و مدیریت آن نیز می‌گردد.

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یک سیستم مدیریت اطلاعات پسماندهای رادیواکتیو که در حال حاضر در حال کار است، عمدتاً موجودی و تاریخچه پسماندهای عملیاتی را مدیریت می‌کند. این سیستم دارای معایبی است که اطلاعات وارد شده به صورت دستی از سایت به سیستم منتقل می‌شود، اطلاعاتی که در طول فرآیند به اشتباه وارد می‌شوند یا اطلاعاتی از دست می‌روند. اخیراً کمیسیون ایمنی و امنیت هسته‌ای (NSSC) و بخش ایمنی آژانس در زمینه پسماندهای رادیواکتیو خواستار توسعه یک سیستم دیجیتالی شدند که می‌تواند اطلاعات را به صورت شفاف در زمان واقعی در رابطه با بازرسی‌های اولیه پسماندهای رادیواکتیو (RAW) و ارزیابی آن نشان دهد که مناسب برای دفن و مدیریت قبل از تحویل پسماندهای رادیواکتیو به محل دفن باشد. یک سیستم دیجیتال دوقلو (DT) برای مدیریت ایمنی پسماندهای رادیواکتیو برای رفع مشکلات این سیستم‌ها و رفع نیازهای اپراتورهای دفن باید در حال توسعه باشد.

■ محدوده کاری:

سازمان انرژی اتمی ایران و شرکت‌های تابعه (شرکت مدیریت پسماندهای پرتوزای ایران)- سازمان محیط زیست- سایت‌های مدیریت پسماندهای پرتوزا (نزدیک سطح، دفن عمیق و دیگر موارد)

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

نمونه اولیه سیستم دیجیتال دوقلو با نظارت بر وضعیت بشکه‌ها با استفاده از حسگرهای اینترنت اشیا متصل به بشکه‌های پسماند رادیواکتیو و همچنین بررسی پسماندهای بسته‌بندی شده کوچک در بشکه‌ها با استفاده از فناوری واقعیت افزوده، و پیوند داده‌های ذخیره شده در سیستم‌های قدیمی قرار داده شده است. در آینده، داده‌های جمع‌آوری شده از عملیات دوقلوی دیجیتال می‌تواند

به عنوان ابزاری برای تجزیه و تحلیل الگوی پسماندهای رادیواکتیو استفاده شود. علاوه بر این، آن‌ها می‌توانند به عنوان داده‌های یادگیری هنگام ساخت یک مدل مدیریت ذخیره‌سازی هوشمند مبتنی بر یادگیری عمیق استفاده شوند. علاوه بر این، به عنوان جایگزینی برای دقت حسگر IoT و مکان دقیق درام در انبار پسماندهای رادیواکتیو، صورت پذیرد.

اگر این مطالعه یک سیستم مبتنی بر وب را برای همه درام‌های بارگذاری شده در انبار ایجاد کند، تنظیم‌کننده‌ها، اپراتورهای مدیریت پسماند رادیواکتیو می‌توانند پسماندهای رادیواکتیو را به طور ایمن و موثر مدیریت کنند و شرایط ذخیره‌سازی، مکان و تاریخچه بارگیری شبکه‌های پسماند رادیواکتیو را در زمان واقعی بررسی کنند. از آنجایی که سیستم Digital Twin برای مدیریت ایمنی پسماندهای رادیواکتیو در زمان واقعی کار می‌کند، می‌تواند هر گونه عدم تعادل اطلاعاتی بین ناظران و مدیران درجا و مقدار بارگیری و جزئیات شبکه پسماند رادیواکتیو را برطرف کند. علاوه بر این، وضعیت شبکه بسته‌بندی مجدد (دما/ رطوبت، باز بودن یا نبودن درب و غیره) قابل بررسی است. بنابراین، انتظار می‌رود در آینده از آن به عنوان ابزاری مفید برای بهبود عملکرد و فرآیند پسماندهای رادیواکتیو استفاده شود.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- نرم‌افزارهای مدل‌سازی؛
- اطلاعات مربوط به مشخصات سایت و پسماند رادیواکتیو مورد مطالعه با در نظر گرفتن عدم قطعیت و اولویت‌بندی پارامترهای حساس؛
- برنامه نویسی

مراجع و منابع:

Arzhaev Alexander, et al., NPP unit life management based on digital twin application E3S Web Conf., 209 (2020), Article 03006, 10.1051/e3sconf/202020903006 ENERGY-21.

Ochunas Brendan, Huan Xun, Digital twin concepts with uncertainty for nuclear power applications, Appl. Energies, 14 (2021), p.4235

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت پسمانداری صنعت هسته‌ای ایران	03-W-TE-231	مهندسی مواد	کارشناسی ارشد دکتري
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

افزودن سیستم‌های لحاظ شده در پروژه‌ی استرس تست به درخت رویداد در حادثه‌ی لوپ برای نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

به‌روزرسانی درخت رویداد در حادثه لوپ بر اساس استانداردهای جدید تعیین شده در پروژه‌ی جهانی استرس تست

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

پس از حادثه فوکوشیما، بسیاری از استانداردهای بین‌المللی در حوزه ایمنی دچار تغییر گردید و بسیاری از حصارها و موانع لحاظ شده به کلی تغییر کرد. در همین راستا دسته‌بندی بسیاری از تجهیزات و اهمیت آن‌ها در کنترل رویداد نیز مورد بازنگری قرار گرفت. نیروگاه اتمی بوشهر با در نظر گرفتن این تغییرات و اعمال آن‌ها، بایستی مدل‌های PSA لحاظ شده را نیز مجدداً مورد بازنگری قرار دهد. در همین راستا، بایستی درخت رویداد توسط کد SAPHIRE برای حادثه LOOP مجدداً ترسیم و موارد لازم به آن افزوده و محاسبات مربوط به PSA مجدداً انجام شود.

محدوده کاری:

حدود این پروژه، بررسی تغییرات و پیامدهای ناشی از به‌روزرسانی درخت رویداد برای نیروگاه اتمی بوشهر بر روی ایمنی راکتور و ضرایب PSA می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- ترسیم مدل PSA نیروگاه اتمی بوشهر و به‌روزرسانی درخت رویداد
- استخراج ضرایب مورد نیاز و مقایسه آن با مقادیر پیشین
- تحلیل مقادیر جدید و ارائه راهکارهای افزایش ایمنی در صورت لزوم

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- FSAR نیروگاه اتمی بوشهر
- مدل PSA نیروگاه اتمی بوشهر
- تغییرات اعمالی به‌منظور افزودن سیستم‌ها به درخت رویداد
- سیستم مناسب جهت انجام شبیه‌سازی

مراجع و منابع:

مدارک طراحی قلب نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	03-T-TE-232	مهندسی مکانیک مهندسی هسته‌ای (راکتور)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بررسی تغییرات پارامترهای ایمنی قلب راکتور بوشهر در حادثه‌ی لوپ بر اثر افزایش سیکل از ۱۲ ماه به ۱۸ ماه به وسیله‌ی کد SAPHIRE

هدف تحقیق:

پس از انجام این تحقیق، بایستی میزان CDF و LERF برای حادثه LOOP در نیروگاه اتمی بوشهر محاسبه و با مقادیر پیشین مقایسه شود.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

به‌منظور افزایش بهره‌برداری از سوخت مورد استفاده از نیروگاه بوشهر، موضوع افزایش توان و افزایش طول سیکل بررسی می‌گردد. با تغییر طول سیکل و توان، بسیاری از پارامترهای مرتبط با ایمنی دچار تغییر گشته که بر روی عملکرد و ورود سیستم‌های ایمنی به‌منظور کنترل حوادث اثرگذار می‌باشد. در همین حال، با تغییر طول سیکل و تغییر توان، بسیاری از پارامترهای نوترونیک و ترموهیدرولیک قلب راکتور بوشهر نیز دچار تغییر می‌شود. حادثه‌ی لوپ یا Loss Of Offsite Power (LOOP) حادثه‌ای است که طی آن برق داخلی نیروگاه اتمی دچار قطعی شده و بر اثر آن بسیاری از سیستم‌های ایمنی تا زمان اتصال مجدد برق از دسترس خارج می‌شوند و بر این اساس انتظار می‌رود تمامی ضرایب مهم مربوط به ایمنی و ذوب قلب راکتور نیز مورد تغییر قرار بگیرد. در این پروژه بایستی مدل PSA نیروگاه اتمی بوشهر با استفاده از کد SAPHIRE ترسیم و مقادیر مورد نیاز محاسبه و تحلیل شوند.

محدوده کاری:

حدود این پروژه، بررسی پیامدهای ناشی از افزایش طول سیکل راکتور نیروگاه اتمی بوشهر بر روی ایمنی راکتور و ضرایب PSA می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- ترسیم مدل PSA نیروگاه اتمی بوشهر
- استخراج ضرایب مورد نیاز و مقایسه آن
- تحلیل مقادیر جدید و ارائه راهکارهای افزایش ایمنی در صورت لزوم

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- FSAR نیروگاه اتمی بوشهر
- مدل PSA نیروگاه اتمی بوشهر
- تغییرات اعمالی به‌منظور افزایش طول سیکل
- سیستم مناسب جهت انجام شبیه‌سازی

■ مراجع و منابع:

مدارک طراحی قلب نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	03-T-TE-233	مهندسی مکانیک مهندسی هسته‌ای (راکتور)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بررسی شبیه‌سازی آسیب‌های وارده به مجتمع‌های سوخت یک قلب یک راکتور VVER-1000 با استفاده از روش المان محدود یا کنترل محدود در زمان بروز حادثه تغییر اشیابهای رژیم خنک‌سازی قلب راکتور در زمان تعمیرات

هدف تحقیق:

هدف از این تحقیق، بررسی محلی میله‌های سوخت و محفظه تحت فشار قلب راکتور VVER-1000 و همچنین بررسی مدت زمان لازم جهت وارد شدن آسیب به قلب راکتور می‌باشد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

تغییر رژیم کاری خنک‌سازی با توجه به دستورالعمل‌های موجود، در شرایط مختلفی در نیروگاه‌های اتمی صورت می‌گیرد. در این تحقیق بایستی شرایط حادثه رژیم خنک‌سازی اشیاب سرد به سرد در زمان تعمیرات مدل‌سازی شده و تعیین گردد که بیشترین میزان آسیب به کدام مجتمع‌های سوخت وارد شده است. همچنین بایستی زمان لازم جهت رسیدن به نقطه‌ی بحرانی برای آسیب به مجتمع‌های سوخت تعیین گردد. شبیه‌سازی این پروژه می‌تواند توسط نرم‌افزار Abaqus و یا کوپل نرم‌افزارهای فلوئنت و مکانیکال در انسیس صورت بگیرد. همچنین ۲ سناریوی مختلف از آسیب وارده به قلب مورد بررسی قرار خواهد گرفت. استفاده از محیط متخلخل در این شبیه‌سازی مجاز می‌باشد.

محدوده کاری:

حدود این پروژه، بررسی میزان آسیب‌های وارده در زمان بروز حادثه تغییر اشیابهای رژیم خنک‌سازی بر روی قلب راکتور می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی قلب راکتور VVER-1000
- شبیه‌سازی حادثه موجود و سناریوهای ممکن و همچنین شناسایی آسیب‌دیده‌ترین مجتمع سوخت
- تخمین زمان مورد نیاز جهت وارد شدن آسیب به مجتمع‌های سوخت

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- داده‌های طراحی قلب یک راکتور VVER-1000
- اطلاعات لازم در خصوص حادثه‌ی رژیم خنک‌سازی
- سیستم مناسب انجام شبیه‌سازی گذرا

■ مراجع و منابع:

■ مدارک طراحی قلب نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	03-TE-234	مهندسی مکانیک مهندسی هسته‌ای (راکتور)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بررسی هیدرو-اکنومیک اصلاح حوضچه آرامش نیروگاه اتمی بوشهر

هدف تحقیق:

تهیه یک طرح بهینه هیدرولیکی برای کاهش نوسان آب دریا در ورودی پمپ‌های ساختمان پمپ‌خانه ساحلی نیروگاه اتمی بوشهر

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

وجود نوسانات شدید در سطح آب دریا باعث بروز کاویتاسیون در ورودی پمپ‌های ساحلی می‌گردد. همچنین جریان مغشوش (Turbulence) در حوضچه آرامش، باعث انباشت گل و لای در این ناحیه و کاهش کارایی فیلترها می‌گردد. در این پروژه باید روش‌های موجود برای کاهش اثرات این نوسان به لحاظ سیالاتی و همچنین از نظر اقتصادی بررسی شده و روش مقرون به صرفه معرفی گردد.

محدوده کاری:

نیروگاه اتمی بوشهر و سایر صنایع مرتبط با پمپاژ آب دریا

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

طرح‌های مختلف برای کاهش نوسانات آب ورودی به ساختمان پمپ‌خانه ساحلی معرفی و از نظر هیدرولیکی و اقتصادی بررسی شده و در نهایت به صرفه‌ترین روش معرفی می‌گردد.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

تجهیزات محاسباتی نظیر رایانه با حافظه و سرعت پردازش مناسب
منابع کتابخانه‌ای در نیروگاه و بانک‌های اطلاعاتی دانشگاهی

مراجع و منابع:

Fluid Mechanics, F.M. White.

Hydropower Economics, F.R. Forsund

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	03-TE-235	مهندسی مکانیک (سیالات) مهندسی عمران (آب)	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

■ عنوان تحقیق:

بهینه‌سازی چینش نصب بازترکیب‌کننده‌های هیدروژن موجود در ساختمان راکتور به منظور جلوگیری از انفجار هیدروژن در حوادث فراطراحی

■ هدف تحقیق:

هدف از این تحقیق بررسی چینش‌های مختلف بازترکیب‌کننده‌های پسیو هیدروژن موجود در یک نیروگاه اتمی به منظور رسیدن به حالت بهینه چینش نصب آن‌ها برای پوشش هر چه بهتر ساختمان راکتور و فضاهای موجود با هدف کاهش یا حذف خطر انفجار هیدروژن در حوادث فراطراحی می‌باشد.

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

از آنجا که انفجار هیدروژن در خلال حوادث فراطراحی و حوادث وخیم در یک نیروگاه هسته‌ای محتمل بوده و می‌تواند سطوح حفاظت در عمق را به شدت متاثر نماید و منجر به فاجعه هسته‌ای گردد، می‌بایست برای کاهش تولید و تجمع هیدروژن در ساختمان راکتور نیروگاه و فضاها و اتاق‌های موجود راهکارها و رویکردهایی در طراحی و بهره‌برداری از نیروگاه از قبل اندیشیده شود. در یک نیروگاه اتمی طبق اصول طراحی نیروگاه، بر اساس حوادث مبنای طراحی تعدادی بازترکیب‌کننده هیدروژن، که به صورت پسیو عملیاتی میشوند، در درون ساختمان راکتور و فضاهای آن نصب گردیده‌اند. برای بررسی عملکرد آن‌ها در حوادث فراطراحی و حوادث وخیم نیاز است که چینش هندسی آن‌ها در فضاهای مذکور مورد بررسی قرار گیرد و بهینه شود. لذا با شناخت موضوع و شبیه‌سازی سناریوهای حوادث فراطراحی و وخیم می‌توان چینش‌های بهینه را برای نصب این بازترکیب‌کننده‌ها مورد بررسی قرار داده و معرفی کرد تا با استفاده از آن‌ها احتمال تولید و تجمع هیدروژن و متعاقب آن احتمال انفجار هیدروژن حذف یا کاهش یابد.

■ محدوده کاری:

ساختمان راکتور، محفظه ایمنی، مدار اول، فضاها و اتاق‌های تجهیزات مدار اول، استخر سوخت

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- انجام مطالعات کتابخانه و مروری بر تحقیقات انجام گرفته در حوزه تولید و انفجار هیدروژن؛
- گردآوری داده‌ها و اطلاعات مورد نیاز در خصوص ساختار و شاخصه‌های نیروگاه، راکتور، ساختمان راکتور و بازترکیب‌کننده‌های هیدروژن در نیروگاه اتمی؛
- بازدیدهای میدانی در صورت نیاز؛
- توسعه و مدل‌سازی به‌وسیله کد Relap و یا Melcore و در صورت نیاز کد Contain؛
- مدل‌سازی و پیاده‌سازی سناریوهای حوادث فراطراحی و یا وخیم (ترجیحاً بدترین سناریو انتخاب گردد)؛
- مدل‌سازی وضعیت چینش کنونی بازترکیب‌کننده‌ها و بررسی اثر چینش موجود بر روی حوادث

- مبنای طراحی برای صحت‌سنجی و اعتبارسنجی مدل‌ساز؛
- تعیین منابع تولید هیدروژن و محاسبه میزان حجم هیدروژن تولیدی؛
- مدل‌سازی و بررسی چینش‌های مختلف بازترکیب‌کننده‌های هیدروژن و تعیین معیارهای ایمنی؛
- تعیین بهترین و بهینه‌ترین چینش‌های بازترکیب‌کننده‌ها که منتج به کاهش تولید، تجمع و انفجار هیدروژن می‌گردد.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- داده‌ها و اطلاعات طراحی و بهره‌برداری نیروگاه، مخصوصاً مدار اول، ساختمان راکتور و فضاهای آن؛
- کد و نرم‌افزارهای معتبر؛
- سیستم کامپیوتری با پردازنده و حافظه و رم مناسب جهت انجام شبیه‌سازی و محاسبات

■ مراجع و منابع:

- مدارک طراحی و بهره‌برداری نیروگاه اتمی
- گزارش نهایی ارزیابی ایمنی نیروگاه اتمی
- کتب و مقالات علمی معتبر و به روز

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	03-TE-236	مهندسی هسته‌ای (راکتور)	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

پارامترهای نوترونیک قلب یک راکتور VVER-1000 پس از افزایش طول سیکل راکتور از ۱۲ ماه به ۱۸ ماه

هدف تحقیق:

در این پژوهش، بایستی تغییرات پارامترهای اساسی نوترونیک قلب یک راکتور قدرت بر اثر افزایش طول سیکل با استفاده از کدهای نوترونیک MCNP و WIMS در حالت پایا و گذرا بررسی گردد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

به‌منظور افزایش بهره‌برداری از سوخت مورد استفاده از نیروگاه بوشهر، موضوع افزایش توان و افزایش طول سیکل بررسی می‌گردد. در این خصوص بایستی قلب راکتور بوشهر توسط کدهای MCNP و WIMS شبیه‌سازی شده و پس از اعتبارسنجی با مدارک موجود میزان و نوع تغییرات پارامترهای نوترونیکی قلب راکتور مورد بررسی قرار گرفته و مقایسه شده و مزایا و معایب این طرح شناسایی شود.

محدوده کاری:

حدود این پروژه، بررسی نوترونیک قلب راکتور اتمی بوشهر بر اثر افزایش طول سیکل می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی قلب راکتور VVER-1000
- بررسی سوابق افزایش طول سیکل و افزایش توان در نیروگاه‌های اتمی دنیا
- شبیه‌سازی افزایش طول سیکل و اعمال تغییرات موجود
- مقایسه مقادیر نوترونیک قلب راکتور بوشهر

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- داده‌های طراحی قلب یک راکتور VVER-1000
- تغییرات اعمالی به‌منظور افزایش طول سیکل
- سیستم مناسب جهت انجام شبیه‌سازی

مراجع و منابع:

مدارک طراحی قلب نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	03-T-TE-237	مهندسی مکانیک مهندسی هسته‌ای (راکتور)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

شبیه‌سازی حوادث مهم برای نیروگاه اتمی بوشهر در توان ۱۰۴ درصد با استفاده از کد RELAP، پس از افزایش طول سیکل از ۱۲ ماه به ۱۸ ماه

هدف تحقیق:

پس از تحقیق، شرایط مورد نیاز جهت تغییر سیستم‌های ایمنی و شرایط ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر در صورت تغییر طول سیکل از ۱۲ ماه به ۱۸ ماه مورد بررسی قرار می‌گیرد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

به‌منظور افزایش بهره‌برداری از سوخت مورد استفاده از نیروگاه بوشهر، موضوع افزایش توان و افزایش طول سیکل بررسی می‌گردد. در این خصوص بایستی قلب راکتور بوشهر توسط کد RELAP شبیه‌سازی شده و پس از اعتبارسنجی با مدارک موجود میزان و نوع تغییرات پارامترهای موجود بر اثر افزایش طول سیکل اعمال شود. پس از اعتبارسنجی، بایستی برخی از حوادث مهم رخ داده در نیروگاه‌های اتمی دنیا و موجود در مدارک FSAR نیروگاه اتمی بوشهر مجدداً شبیه‌سازی شده و نتایج آن مورد تحلیل قرار بگیرد.

محدوده کاری:

حدود این پروژه، پیامدهای ناشی از افزایش طول سیکل راکتور نیروگاه اتمی بوشهر می‌باشد.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شبیه‌سازی قلب راکتور VVER-1000
- بررسی سوابق افزایش طول سیکل و افزایش توان در نیروگاه‌های اتمی دنیا
- شبیه‌سازی افزایش طول سیکل و اعمال تغییرات موجود
- شبیه‌سازی سناریوهای حوادث مهم

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- داده‌های طراحی قلب یک راکتور VVER-1000
- FSAR نیروگاه اتمی بوشهر
- تغییرات اعمالی به‌منظور افزایش طول سیکل
- سیستم مناسب جهت انجام شبیه‌سازی

■ مراجع و منابع:

مدارک طراحی قلب نیروگاه اتمی بوشهر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	03-T-TE-238	مهندسی مکانیک مهندسی هسته‌ای (راکتور)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input checked="" type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

شبیه‌سازی CFD خطوط لوله مستعد ضربه قوچ جهت تعیین خطوط لوله با پتانسیل وقوع و محاسبه شدت آسیب وارد شده به تجهیزات

هدف تحقیق:

هدف از این تحقیق تعیین شدت ضربه قوچ احتمالی در خطوط لوله مستعد ضربه قوچ به منظور ارائه راهکارهای مناسب جهت جلوگیری و یا کاهش اثرات این پدیده می‌باشد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

ضربه قوچ (Water Hammer)، نه تنها در نیروگاه‌های هسته‌ای بلکه در سایر نیروگاه‌های تولید برق و دیگر صنایع فرآیندی، یک مسأله ایمنی دیرینه می‌باشد. ضربه قوچ یا ضربه هیدرولیکی سیال (در صورت بروز در سیستم‌های بخار، گاهی اوقات به آن ضربه بخار نیز می‌گویند)، تغییر فشار یک سیال در یک لوله بسته به علت تغییر سریع سرعت آن سیال است. این تغییر فشار، نتیجه‌ی تبدیل انرژی جنبشی به فشار (موج‌های فشاری) یا تبدیل فشار به انرژی جنبشی می‌باشد. سه مکانیزم ضربه قوچ که در نیروگاه‌ها اتفاق می‌افتد در زیر بیان شده است. دو مورد اول به عنوان ضربه قوچ ناشی از کندانس نیز شناخته می‌شود:

برخورد شدید (کوبیده شدن) کندانس با سرعت بالا به خطوط پر از بخار آبی که، برای مثال به علت عملکرد نامناسب شیر ایزولاسیون خط بخار، به آرامی وارد خطوط بخار شده است را در نظر بگیرید؛ هنگامی که این جریان‌های حلزونی (لایه یا فیلم آب) توسط موانعی مانند خمیدگی‌های لوله یا شیرهای بسته به‌طور ناگهانی متوقف شوند، باعث ایجاد ضربه قوچ می‌شود.

کندانس (چگالش) ناگهانی بخار در یک خط بخار، وجود همزمان جریان آب و بخار غیر تعادلی در یک خط لوله می‌تواند سبب کندانس محلی بخار شود (به دلیل افت فشار زیاد و افزایش سریع سرعت جریان حلزونی). هنگامی که جریان‌های حلزونی به یک ستون مایع یا یک مایع دیگر به‌شدت برخورد می‌کند، نیروهای ضربه قوچ به‌وجود می‌آید.

ایجاد خلاء در خطوطی که در حالت نرمال پر از آب می‌باشند، مخصوصاً در سیستم‌های آماده به کار. این فضاها خالی (حباب‌های داخل آب) به دلایل مختلفی از جمله پر کردن نامناسب خط لوله حین تعمیر و نگهداری، نفوذ گاز، تخلیه نامناسب، نشست آب و غیره می‌تواند رخ دهد. وقتی آب به خط لوله دارای خلاء، پمپ می‌شود، ستون مایع به‌واسطه این خلا شتاب می‌گیرد. هنگامی که این ستون مایع بر اثر برخورد با یک مانع، مانند یک شیر یا ستون مایع، به‌طور ناگهانی متوقف می‌شود، نیروهای ضربه قوچ به‌وجود می‌آید.

به دلیل فرآیندهای نامناسب نگهداری و تعمیرات در خطوط لوله آتش‌نشانی، از جمله پر کردن نامناسب خطوط، خرابی شیرها و سایر تجهیزات، امکان تشکیل خلاء و در نتیجه وقوع ضربه قوچ در این خطوط لوله وجود دارد. لذا شناسایی و تعیین شدت ضربه قوچ در این خطوط لوله جهت جلوگیری و یا کاهش اثرات تخریبی این پدیده بسیار حائز اهمیت است.

■ محدوده کاری:

خطوط لوله و تجهیزات سیستم آتش‌نشانی

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- انجام مطالعات اولیه در خصوص حوادث ناشی از ضربه قوچ رخ داده در نیروگاه اتمی بوشهر و سایر نیروگاه‌های هسته‌ای جهان
- مطالعه مدارک طراحی نیروگاه به منظور شناسایی خطوط لوله با احتمال وقوع ضربه قوچ در سیستم آتش‌نشانی
- انجام بازدید میدانی در صورت نیاز
- شبیه‌سازی CFD خطوط لوله با احتمال وقوع ضربه قوچ
- تعیین شدت ضربه قوچ احتمالی
- ارائه راهکارهای مناسب جهت حذف یا کاهش اثرات ضربه قوچ در خطوط لوله مذکور

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- داده‌ها و اطلاعات طراحی و بهره‌برداری نیروگاه در خصوص خطوط لوله و سیستم آتش‌نشانی
- نرم افزارهای CFD معتبر از جمله ANSYS CFX, FLENT
- سیستم کامپیوتری با پردازنده و حافظه و رم مناسب جهت انجام شبیه‌سازی و محاسبات

■ مراجع و منابع:

- مدارک طراحی و بهره‌برداری نیروگاه اتمی
- گزارش نهایی ارزیابی ایمنی نیروگاه اتمی
- WANO (SOER، SER و WER) مدارک
- کتب و مقالات علمی معتبر و به روز
- راهنمای ANSYS

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	03-T-TE-239	مهندسی مکانیک (سیالات)	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عناوین

پروژه‌های مدیریت پروژه



عنوان تحقیق:

به کارگیری سیستم مدیریت یکپارچه پروژه در احداث نیروگاه‌های هسته‌ای

هدف تحقیق:

مدیریت یکپارچه طرح احداث نیروگاه هسته‌ای با تلفیق نرم‌افزارهای مدیریت پروژه و نرم‌افزارهای مدیریت چرخه عمر محصول

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در این تحقیق نرم‌افزارهای معتبر مدیریت پروژه همچون PRIMAVERA و نرم‌افزارهای مدیریت چرخه عمر محصول همچون ENOVIA مورد بررسی قرار گرفته و امکان بکارگیری بهینه این گروه نرم‌افزارها در کنار هم مورد ارزیابی قرار خواهد گرفت.

محدوده کاری:

طرح احداث نیروگاه‌های هسته‌ای

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- معرفی نرم‌افزارهای معتبر مدیریت پروژه
- معرفی نرم‌افزارهای معتبر مدیریت چرخه عمر محصول
- نحوه و روش بکارگیری نرم‌افزار ENOVIA و PRIMAVERA به عنوان نرم‌افزارهای اصلی مدیریت پروژه و مدیریت چرخه عمر محصول در پروژه در طرح احداث یک نیروگاه هسته‌ای

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

نرم‌افزارهای CATIA : ENOVIA : PRIMAVERA

مراجع و منابع:

راهنماهای کاربردی نرم‌افزارهای CATIA : ENOVIA : PRIMAVERA

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	96-T-TE-240	مهندسی صنایع	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

روش‌های تطابق محاسبه پیشرفت فیزیکی و مالی در طرح احداث یک نیروگاه هسته‌ای

هدف تحقیق:

بررسی امکان تطابق محاسبه پیشرفت‌های فیزیکی و مالی در طرح احداث یک نیروگاه هسته‌ای

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در این تحقیق روش‌های تطابق محاسبه پیشرفت‌های فیزیکی و مالی در طرح احداث نیروگاه هسته‌ای مورد بررسی قرار گرفته و ضمن مقایسه مزایا و معایب روش‌های مختلف، روش بهینه‌ای جهت این موضوع پیشنهاد خواهد گردید.

محدوده کاری:

طرح احداث نیروگاه‌های هسته‌ای

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- معرفی روش‌های مختلف اندازه‌گیری پیشرفت فعالیت‌ها در طرح احداث یک نیروگاه هسته‌ای
- بررسی روش‌های مختلف پرداخت در طرح
- بررسی روش‌های مختلف تطابق محاسبه پیشرفت‌های فیزیکی و مالی و مزایای هر روش
- پیشنهاد روش بهینه
- نحوه اجرای روش بهینه و درج آن در برنامه زمان‌بندی طرح

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز: -

مراجع و منابع:

استانداردهای PMBOK نسخه پنجم و راهنمای NP-T۲,۷

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	96-T-TE-241	مهندسی صنایع	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

مقایسه تطبیقی استاندارد مدیریت پروژه PMBOK (ویرایش پنجم) و مدرک راهنمای مدیریت پروژه در احداث نیروگاه‌های هسته‌ای (T-2.7)

هدف تحقیق:

بررسی نقاط و فصول مشترک حوزه‌های دانشی راهنمای مدیریت پروژه آژانس بین‌المللی انرژی اتمی با معتبرترین استاندارد مدیریت پروژه

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در این تحقیق دو استاندارد اشاره شده مذکور از لحاظ حوزه‌های دانشی و فرآیندهای مرتبط با مدیریت پروژه مورد بررسی قرار گرفته و نقاط اشتراک و تفاوت‌های دو مدرک مورد بررسی قرار گرفته و مشخص می‌گردند. بدیهی است نتایج بررسی قابل ارایه به آژانس بین‌المللی انرژی اتمی می‌باشد.

محدوده کاری:

طرح احداث نیروگاه‌های هسته‌ای

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شرح تفصیلی دو مدرک PMBOK و NP-T. ۲,۷
- مقایسه حوزه‌های دانشی دو مدرک
- مقایسه فرآیندهای دو مدرک
- نتیجه‌گیری و ارایه پیشنهاد بهبود در خصوص مدرک NP-T. ۲,۷

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز: -**مراجع و منابع:**

استانداردهای PMBOK نسخه پنجم و راهنمای NP-T. ۲,۷

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های اتمی (توانا)	96-T-TE-242	مهندسی صنایع	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عناوین

پروژه‌های

منابع انسانی



عنوان تحقیق:

طراحی نظام جانشین‌پروری با مطالعه موردی شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

از آنجا که بیشتر سازمان‌های پیشرو سیستمی دارند تا اطمینان حاصل کنند که توانایی فنی و مدیریتی آن‌ها به طور مستمر حفظ خواهد شد و با تمرکز بر لایه‌های بالای مدیریتی و یا عمیق‌تر و در برگیرنده لایه‌های پایین‌تر کارشناسی طراحی را اجرا کرده‌اند که نظام جانشین‌پروری نامیده می‌شود و به منظور پیاده‌سازی این طرح در شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران، ضرورت طراحی نظامی جامع با بررسی پیشینه و مدل‌های مختلف سیستم جانشین‌پروری و انتخاب مدل بهینه، بومی‌سازی آن و تهیه نقشه فرآیندی، ضرورت بسیار داشته؛ به گونه‌ای که به عنوان راهنمایی برای پیاده‌سازی این طرح در شرکت عمل نماید.

■ محدوده کاری:

- حوزه منابع انسانی شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران
- مدیریت آموزش و توسعه سرمایه انسانی نیروگاه‌ها

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تدوین مدل تفصیلی و نقشه فرآیندی پیاده‌سازی طرح جانشین‌پروری در شرکت
- بررسی موانع و مشکلات پیش رو در اجرای مراحل طراحی شده نظام جانشین‌پروری و ارائه راهکارهای اجرایی جهت پیشگیری یا رفع آن‌ها
- انجام مطالعات تطبیقی و تبیین تجربیات موفق اجرای طرح جانشین‌پروری در شرکت‌های داخلی و چگونگی پیاده‌سازی این طرح در آن شرکت‌ها

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مستندات و مدارک شرکت‌های موفق در زمینه پیاده‌سازی طرح جانشین‌پروری
- استانداردهایی در این زمینه

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	91-N-SS-103	مدیریت منابع انسانی MBA مدیریت دولتی مدیریت بازرگانی	کارشناسی ارشد

نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □

عنوان تحقیق:

تفکر استراتژیک در توسعه منابع انسانی در نیروگاه‌های اتمی

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

از دیدگاه کلی، تفکر استراتژیک یک «بصیرت و فهم از وضعیت موجود و بهره‌برداری از فرصت‌ها» است. این بصیرت کمک می‌کند تا واقعیت‌های بازار و قواعد آن به درستی و به موقع شناخته شود؛ و برای پاسخگویی به این شرایط راهکارهای بدیع و ارزش آفرینی خلق شود. لذا تفکر استراتژیک جهت‌گیری مناسب سازمان را با خلق روش‌های نوآورانه نسبت به نیازهای بازار فراهم می‌سازد و برنامه‌ریزی استراتژیک سازمان را درجهت مشخص شده به پیش می‌برد. به عبارت دیگر، ابعاد تحلیلی و عقلایی استراتژی با ابعاد خلاقانه و نوآورانه تفکر استراتژی پیوند می‌خورد و یک رویکرد قوی برای مدیریت در بازار کاملاً رقابتی و ناسالمی که امروز با آن روبرو هستیم را فراهم می‌سازد. با توجه به اهمیت منابع انسانی در نیروگاه‌های هسته‌ای، لازم است ابعاد تحلیلی و عقلایی استراتژی با ابعاد خلاقانه و نوآورانه تفکر استراتژیک پیوند خورده و یک رویکرد قوی برای توسعه منابع انسانی تدوین شود.

■ محدوده کاری:

حوزه منابع انسانی شرکت تولید و توسعه و شرکت بهره‌برداری

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دریافت اطلاعات از بوشهر و شرکت تولید و توسعه
- مستندات آژانس بین‌المللی انرژی اتمی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	92-N-SS-106	مهندسی صنایع مدیریت منابع انسانی	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

ارزیابی ارگونومیک محل‌های کاری (از حیث آنتروپومتری) و مشاغل (از نقطه نظر روان‌شناختی) در نیروگاه اتمی بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

در این پروژه در بخش ارزیابی ارگونومیک محل‌های کاری، می‌بایست محل‌های کاری کارکنان بر اساس لوازم و ادوات موجود مورد استفاده کارکنان و همچنین شرایط شیمیایی و فیزیکی حاکم بر این اماکن، مورد ارزیابی قرار گیرد تا عواملی که موجب بروز بیماری‌های شغلی می‌شوند، تعیین و حدود آن‌ها نیز مشخص گردند. در بخش ارزیابی ارگونومیک شغلی نیز می‌بایست مشاغل نیروگاهی در گروه‌های مختلف از حیث روان‌شناختی و با کمک روش‌ها و نرم‌افزارهای موجود در این زمینه مورد ارزیابی قرار گیرند.

■ محدوده کاری:

محل‌های کاری مشاغل نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بازدید میدانی از محل‌های کاری در نیروگاه اتمی بوشهر؛
- آشنایی با مشاغل نیروگاهی از طریق مصاحبه‌های فردی؛
- بکارگیری روش‌ها و نرم‌افزارهای مختلف در زمینه ارزیابی ارگونومیک؛
- ارائه اقدامات اصلاحی به منظور بهبود شرایط و وضعیت موجود در محل‌های کاری؛

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- اطلاعات کاربردی در خصوص مشاغل و محل‌های کاری
- مستندات آژانس

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر	92-B-SS-111	مهندسی صنایع روانشناسی صنعتی سازمانی	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی عوامل موثر بر ترک شغل در شرکت‌های زیرمجموعه سازمان انرژی اتمی

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

نیروی انسانی، مهم‌ترین و ارزشمندترین عامل، از منابع مختلف تولید است. عامل انسانی در سازمان، کلیه کارکنان شاغل در سازمان اعم از مدیران، سرپرستان، کارشناسان، کارمندان و کارگران را در سطوح مختلف شغلی در برمی‌گیرد و اشتغال از جمله مسائلی است که همیشه، دولت‌ها و ملت‌ها را به خود مشغول داشته. سازمان‌ها زمانی می‌توانند حرف تازه‌ای برای گفتن داشته باشند که منابع انسانی آن‌ها نسبت به حرفه، سازمان و ارزش‌های کاری، تعهد و وابستگی از خود نشان دهند و مشارکت شغلی بیشتری داشته باشند. به همین دلیل و با توجه به افزایش رقابت و گسترش روش‌های توسعه منابع انسانی، سازمان‌ها تلاش می‌کنند تا کارکنان مستعد خود را حفظ کرده و آنان را بتوانند نمایند تا بتوانند عملکرد بالایی از خود بروز دهند؛ اما، سازمان‌ها همواره از این مساله بیم دارند که سرمایه‌های انسانی خود را از دست بدهند و زیان ببینند؛ زیرا، هر سازمان برای آموزش، تربیت و آماده‌سازی کارکنان خود تا مرحله بهره‌دهی و کارآیی مطلوب، هزینه‌های بسیاری را صرف می‌کند و با از دست دادن نیروهای ارزشمند، متحمل از دست دادن مهارت‌ها و تجربیاتی می‌شود که طی سال‌ها تلاش به دست آمده است.

یافته‌های علمی نشان می‌دهد که تمایل به ترک شغل از اراده آگاهانه و حساب شده شاغل برای ترک سازمان ناشی می‌شود. یعنی کارکنان به یکباره سازمان را ترک نمی‌کنند، بلکه “تمایل به ترک شغل” را به صورت تدریجی در خود پرورش می‌دهند و پس از در نظر گرفتن همه شرایط و مناسب بودن فرصت‌های استخدامی در سازمان‌های دیگر، اقدام به ترک شغل می‌نمایند.

■ محدوده کاری:

یکی از شرکت‌های زیرمجموعه سازمان انرژی اتمی به عنوان مورد مطالعاتی انتخاب خواهد شد.

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- بررسی عوامل موثر بر تمایل به ترک کار
- ارائه راهکارهایی جهت جلوگیری از ترک کار کارکنان

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

منابع کتابخانه‌ای و اطلاعات کاربردی و همچنین پرسشنامه‌های تکمیل شده توسط پرسنل شرکت مورد مطالعه

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسی و ساخت نیروگاه‌های اتمی	95-M-SS-136	مدیریت منابع انسانی MBA مدیریت دولتی مدیریت بازرگانی	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

ارزیابی نقش خطای انسانی در فرکانس ذوب قلب نیروگاه بوشهر

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

به دلیل تاثیر زیاد خطای انسانی در فرکانس ذوب قلب در تحلیل PSA یکی از مراحل جداگانه به این امر اختصاص یافته است. برای تحلیل خطای انسانی باید یک راهبرد نظام‌مند برای تشخیص این خطاها، اعمال آن‌ها در مدل منطقی ایمنی نیروگاه (FT, ET) و همچنین کمی‌سازی و به دست آوردن احتمال آن‌ها وجود نداشته باشد. اگرچه در سال‌های اخیر روش‌ها و راهبردهای متفاوتی برای این امر اتخاذ شده و در این مدت پیشرفت‌هایی حاصل گردیده است، هنوز یک روش یکتا و مورد پذیرش همگان در این زمینه وجود نداشته و هر کدام از روش‌ها، مزایا و معایب خاص خود را دارند. هدف از انجام این پروژه شناخت روش‌های مختلف آنالیز قابلیت اطمینان انسانی و ارزیابی نقش خطای انسانی در مقایسه با خرابی تجهیزات و فاکتورهای مختلف دیگر در فرکانس ذوب قلب و آنالیز حساسیت است.

■ محدوده کاری:

سطح یک PSA نیروگاه بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- مقایسه روش‌های مختلف انجام آنالیز قابلیت اطمینان انسانی (HRA) و شناخت نقاط ضعف و قوت هر روش
- آنالیز قابلیت اطمینان انسانی در سطح یک PSA نیروگاه بوشهر و محاسبه احتمال خطای انسانی برای عملکردهای مختلف اپراتور
- محاسبه نقش خطای انسانی در فرکانس ذوب قلب نیروگاه بوشهر
- آنالیز حساسیت، مقایسه نتایج و ارائه پیشنهادات

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ مدارک PSA نیروگاه بوشهر

■ نرم‌افزار SAPHIR

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای	95-O-SS-137	مهندسی هسته‌ای	دکتری

نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی ■ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ■ ساخت □

عنوان تحقیق:

استقرار نظام جامع منابع انسانی (مطالعه موردی: شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران)

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

مدیریت منابع انسانی در سه بخش اصلی مدیریت برنامه‌ریزی و جذب، توسعه و نگهداشت و نیز خروج از خدمت منابع انسانی در راستای اهداف سازمان ایفای نقش می‌نماید. بررسی سیستم‌های منابع انسانی سازمان‌ها مشخص می‌سازد که اغلب اوقات بین زیر سیستم‌های آن از قبیل: آموزش، توسعه، ارزیابی عملکرد، جذب و استخدام و ... ارتباط و پیوستگی لازم وجود نداشته و همین امر به ناکارآمدی سیستم‌های منابع انسانی منتهی می‌شود. از طرف دیگر، وجود همپوشانی‌های قوی بین زیرسیستم‌های منابع انسانی به منظور تقویت متقابل هر یک از این زیر سیستم‌ها و افزایش بهره‌وری، امری ضروری بوده که با نظام‌مند شدن و یکپارچگی این زیر سیستم‌ها امکان‌پذیر است. شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران، ضمن تهیه و تدوین سیاست‌های کلان حوزه منابع انسانی و نیز با توجه به چشم‌انداز خود در این حوزه، توجه ویژه‌ای به استقرار نظام جامع منابع انسانی با رویکرد یکپارچه داشته که در این راستا، شناسایی گام‌های اجرایی برای استقرار آن، شناسایی و ارائه پیشنهاد در خصوص سیستم‌های نرم‌افزاری موجود و قابلیت‌های آن‌ها، بررسی‌های تطبیقی و نیز بررسی الگوهای موفق در استقرار نظام جامع منابع انسانی از اهمیت ویژه‌ای برخوردار بوده تا بتوان با پیاده‌سازی این نظام بهره‌وری در حوزه منابع انسانی را ارتقا داد.

محدوده کاری:

حوزه منابع انسانی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران و شرکت بهره برداری نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی فرآیندهای نظام جامع منابع انسانی؛
- طراحی و ارائه گام‌های اجرایی برای استقرار نظام جامع منابع انسانی؛
- مطالعات تطبیقی و بررسی الگوهای موفق در استقرار نظام جامع منابع انسانی؛
- بررسی موانع و مشکلات استقرار این نظام و راهکارهای آن‌ها؛
- بررسی شرکت‌های نرم‌افزاری ارائه دهنده سیستم نرم‌افزاری در این حوزه و ارائه پیشنهاد پس از تجزیه و تحلیل نقاط قوت و ضعف

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- منابع کتابخانه‌ای
- مستندات شرکت‌های موفق در زمینه پیاده‌سازی نظام جامع منابع انسانی
- شرکت‌های نرم‌افزاری مرتبط و الگوهای استفاده شده توسط آن‌ها

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	95-N-SS-138	مدیریت منابع انسانی مدیریت بازرگانی (منابع انسانی) مدیریت دولتی (توسعه منابع انسانی، مدیریت تحول) مدیریت سازمان‌های دولتی (منابع انسانی و روابط کار) مدیریت اجرایی MBA (استراتژی، منابع انسانی)	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

مدیریت فرآیند نظارت بر حوزه منابع انسانی در شرکت‌های مادر تخصصی (مطالعه موردی: شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران)

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

نظارت و کنترل یکی از اجزای اصلی مدیریت محسوب شده؛ به طوریکه بدون توجه به این جزء، سایر اجزای مدیریت مانند برنامه‌ریزی، سازماندهی و هدایت نیز ناقص بوده و تضمینی برای انجام درست آن‌ها وجود ندارد. بنابراین نظارت و کنترل ابزاری است که امکان حرکت به سمت اهداف تعیین شده را با اطمینان بالا فراهم می‌کند. این امر در شرکت‌های مادر تخصصی که دو وظیفه اصلی سیاست‌گذاری و نظارت بر اجرای سیاست‌ها را در شرکت خود و شرکت‌های زیر مجموعه پیگیری می‌کنند از اهمیت بالاتری برخوردار است. تعیین شاخص‌های کلیدی عملکردی در حوزه منابع انسانی، ارائه مدل فرآیندی نظارت و به تبع آن چگونگی استقرار فرآیند نظارت با بررسی الگوهای موفق و مطالعات تطبیقی، گامی مؤثر در پیشبرد اهداف شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران خواهد بود.

■ محدوده کاری:

حوزه منابع انسانی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران و شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تعیین شاخص‌های کلیدی عملکردی حوزه منابع انسانی؛
- شناسایی و ارائه گام‌های اجرایی استقرار فرآیند نظارت بر حوزه منابع انسانی؛
- بررسی الگوهای موفق در زمینه نظارت بر حوزه منابع انسانی در شرکت‌های داخلی و خارجی و ارائه مدل پیشنهادی بهینه در این زمینه

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- منابع کتابخانه‌ای
- مستندات شرکت‌های موفق در زمینه استقرار فرآیند نظارت بر حوزه منابع انسانی

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	95-N-SS-140	مدیریت منابع انسانی مدیریت بازرگانی (منابع انسانی) مدیریت دولتی (توسعه منابع انسانی، مدیریت تحول) مدیریت سازمان‌های دولتی (منابع انسانی و روابط کار) مدیریت اجرایی MBA (استراتژی، منابع انسانی)	کارشناسی ارشد دکتری

نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □

عنوان تحقیق:

شناسایی و اولویت‌بندی عوامل مؤثر بر انگیزش کارکنان با رویکرد ارتقا بهره‌وری (مطالعه موردی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران)

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

برنامه‌ریزی دقیق و سیستماتیک برای ایجاد، حفظ و افزایش انگیزه کارکنان از مهم‌ترین راهکارها جهت افزایش بهره‌وری سازمانی است. این برنامه نیاز مبرم به بررسی همه جانبه، اولویت‌بندی، شناسایی و همچنین عارضه‌یابی عوامل مؤثر بر ارتقا انگیزش و بهره‌وری نیروی انسانی دارد. این پروژه با هدف شناسایی و عارضه‌یابی عوامل انگیزشی (تشویقی و بازدارندگی) کارکنان برای حفظ و نگهداشت نیروهای کارآمد و متخصص و ارتقای سطح رضایت‌مندی و عملکرد کارکنان؛ با توجه به گروه‌های شغلی شرکت و نیز شرایط شاغلین (سنوات و سن، تحصیلات و ...) تعریف می‌شود.

■ محدوده کاری:

حوزه منابع انسانی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی عوامل مؤثر (اقتصادی، اجتماعی و...) بر رضایت شغلی کارکنان شرکت؛
- شناسایی عوامل مؤثر بر بهبود و ارتقا سطح انگیزشی کارکنان؛
- ارائه طرح و برنامه‌هایی متناسب با گروه‌های شغلی شرکت با هدف بهبود و ارتقا سطح انگیزشی کارکنان؛
- عارضه‌یابی و تدوین مدل انگیزشی کارکنان در شرکت.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

منابع کتابخانه‌ای، تجربیات شرکت‌های موفق

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	95-N-SS-141	مدیریت منابع انسانی مدیریت بازرگانی (منابع انسانی) مدیریت دولتی (توسعه منابع انسانی، مدیریت تحول) مدیریت سازمان‌های دولتی (منابع انسانی و روابط کار) مدیریت اجرایی MBA (استراتژی، منابع انسانی)	کارشناسی ارشد دکتری

نوع پروژه: فنی ☐ مطالعاتی ☒ طراحی ☐ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ☐ ساخت ☐

عنوان تحقیق:

طراحی فرآیند خروج از خدمت کارکنان (مطالعه موردی: شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران)

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

امروزه ترک شغل در سازمان‌ها با هر شکلی از جمله بازنشستگی، استعفا، بازخرید، جابه‌جایی، اخراج و ... به یکی از مهم‌ترین نگرانی‌ها تبدیل شده است. این امر در مورد کارکنان کلیدی و متخصص که در مشاغل کلیدی سازمان در حال انجام وظایف هستند از اهمیت بالاتری برخوردار است؛ زیرا این پدیده مخاطرات زیاد مالی و غیر مالی را برای سازمان به همراه خواهد داشت. در بسیاری از موارد ترک خدمت کارکنان در سازمان‌ها بدون تجزیه - تحلیل و بررسی علل و ریشه‌های آن بوده که در این صورت و بدون رفع موانع و مشکلات احتمالی، احتمال تکرار این پدیده برای کارکنان دیگر چندان دور از ذهن نخواهد بود. طراحی فرآیندی برای چگونگی خروج از خدمت کارکنان در شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران و شرکت بهره برداری نیروگاه اتمی بوشهر به دلیل ماهیت تخصصی و خاص عمده مشاغل موجود در آن و با توجه به هرم سنی و سنواتی کارکنان آن از اهمیت بسیار بالایی برخوردار است. به طوریکه بتوان با گام‌های طراحی شده، ضمن پی بردن به علل ترک خدمت کارکنان، با برنامه‌ریزی صحیح و اصولی بتوان آثار و پیامدهای ترک خدمت کارکنان را، به خصوص در مواردی که می‌تواند به طور مستقیم یا غیر مستقیم بر عملکرد و ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر تاثیرگذار باشد، کاهش داد.

■ محدوده کاری:

حوزه منابع انسانی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران و شرکت بهره برداری نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی اشکال و عوامل مختلف خروج از خدمت کارکنان و طبقه‌بندی آن‌ها و نیز ارائه گام‌های اجرایی برای استقرار فرآیند خروج از خدمت کارکنان؛
- مطالعات تطبیقی و بررسی الگوهای موفق در استقرار فرآیند خروج از خدمت کارکنان؛
- طراحی فرم‌ها و پرسش‌نامه‌های استاندارد ساختار یافته و غیر ساختار یافته مربوط به ترک خدمت کارکنان برای دریافت اطلاعات، سنجش علل ترک خدمت کارکنان و چگونگی تحلیل آن؛

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

منابع کتابخانه‌ای، شرکت‌های موفق در زمینه استقرار فرآیند خروج از خدمت کارکنان.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	95-N-SS-142	مدیریت منابع انسانی مدیریت بازرگانی (منابع انسانی) مدیریت دولتی (توسعه منابع انسانی، مدیریت تحول) مدیریت سازمان‌های دولتی (منابع انسانی و روابط کار) مدیریت اجرایی MBA (استراتژی، منابع انسانی)	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

مدیریت فرآیند تغییر سازمانی با رویکرد منابع انسانی (مطالعه موردی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران)

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

تغییر در تمامی سازمان‌ها امری اجتناب ناپذیر است و باید به منظور ایجاد تحولات سازنده و مؤثر در سازمان‌ها پیش‌بینی و راهکارها طراحی و مدیریت شوند. در فرآیند تغییر در سازمان با رویکرد منابع انسانی، انسان‌ها در قالب تغییر قرار می‌گیرند. بدون تغییر در دانش، نگرش، باور و اندیشه‌های نیروی انسانی، فرآیند تغییر و تحول انجام نخواهد شد. در این پروژه، فرآیند تغییر سازمانی در قالب منابع انسانی مورد شناسایی و ارزیابی قرار گرفته و موانع و مشکلات موجود در تغییر سازمانی را مورد مطالعه قرار می‌دهد. همچنین فرآیندهای مبتنی بر منابع انسانی قبل و بعد از تغییرات به منظور اثربخشی فرآیند تغییر در سازمان پایش می‌شود.

■ محدوده کاری:

حوزه منابع انسانی شرکت مادر تخصصی تولید و توسعه انرژی اتمی ایران با در نظر گرفتن شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی و ارائه گام‌های اجرایی برای مدیریت فرآیند تغییر در شرکت؛
- بررسی و پایش میزان تأثیرگذاری فرآیند تغییر (موردی) در شرکت؛
- چگونگی تحلیل اثر تغییرات بر سایر فاکتورهای منابع انسانی.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- منابع کتابخانه‌ای، استفاده از تجربیات شرکت‌های موفق در زمینه مدیریت تغییر

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	95-N-SS-144	مدیریت منابع انسانی مدیریت بازرگانی (منابع انسانی) مدیریت دولتی (توسعه منابع انسانی، مدیریت تحول) مدیریت سازمان‌های دولتی (منابع انسانی و روابط کار) مدیریت اجرایی MBA (استراتژی، منابع انسانی)	کارشناسی ارشد دکتری

نوع پروژه: فنی ☐ مطالعاتی ☒ طراحی ☐ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی ☐ ساخت ☐

عناوین

پروژه‌های

آگاه‌سازی و پذیرش اجتماعی



عنوان تحقیق:

مبانی نظری، الزامات و مؤلفه‌های پذیرش اجتماعی نیروگاه‌های برق هسته‌ای در ایران

هدف تحقیق:

ابزارهای مفهومی بسته به فرهنگ کشورها و متن اجتماعی و سیاسی آن‌ها متفاوت است. در ایران با توجه به شرایط فرهنگی، بومی و مبانی ارزشی حاکم بر سیاست‌ها می‌توان از ابزارهای مفهومی ویژه‌ای برای ارزیابی تأثیرات اجتماعی فرهنگی سیاست‌ها و پروژه‌ها استفاده کرد. بنابراین بسط ادبیات مفاهیم اجتماعی مربوط به نیروگاه‌های برق هسته‌ای و احصاء ضرورت‌های فرهنگی، اقتصادی و سیاسی این امر، مهمترین هدف این تحقیق قلمداد می‌گردد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

بررسی عوامل مؤثر بر جلب مشارکت اقشار مختلف، متناسب با شرایط بومی و محلی از کلیدی ترین وجوه اهمیت مبانی نظری است، که بستر ارائه مطلوب راهکارهای هوشمند و موثر را فراهم می‌سازد. چرا که یکی از آثار تهیه مختصات فرهنگی - اجتماعی برای طرح‌ها، رفع نگرانی و ایجاد انگیزه برای سایر سازمان‌ها و نهادها در اجرای طرح خواهد بود، مشروط بر اینکه عوامل طرح و یا پروژه کلان ملی بتوانند نسبت به انعکاس صحیح موضوع اقدام و مطالعه کنندگان آثار فرهنگی - اجتماعی نیز در جریان تدوین طرح از نظرات و دیدگاه‌های آن‌ها استفاده نمایند.

محدوده کاری: حوزه پذیرش اجتماعی نیروگاه‌های برق هسته‌ای**عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:**

گردآوری و تدوین اصولی ابعاد نظری مولفه‌ها و شاخص‌های فرهنگی - اجتماعی به انضمام روش شناسی احصاء مبانی فرایند پذیرش اجتماعی در ایران، با نگاه صحیح به : زمینه شناسی، موضوع شناسی، پیامدشناسی، شاخص گزینی، پیامدسنجی و راهکارشناسی.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- تحقیقات بعمل آمده پیشین در این حوزه.
- مصاحبه و تحلیل محتوای گفتگو با برخی عناصر و عوامل ذیمدخل

مراجع و منابع:

منابع کتابخانه‌ای و برخی تحقیقات بعمل آمده در سایر حوزه‌های مشابه

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	96-N-SS-154	علوم اجتماعی مدیریت	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

موانع ساختاری، حقوقی و بینشی پیش روی تهیه پیوست‌های فرهنگی - اجتماعی در اجرای سیاست‌ها، برنامه‌ها و طرح‌های توسعه‌ای نیروگاه‌های برق هسته‌ای

هدف تحقیق:

تحلیل شرایط ساختاری، تاریخی، حقوقی و نگرشی پیش روی پیوست نگاری از جمله: ابزارسازی اعتقادات و ارزش‌های دینی برای توجیه اقدامات غلط، افراط و تفریط در نگاه به مسئله، برخورد سطحی و شعاری با رویکرد پیوست فرهنگی - اجتماعی از جمله اهداف این تحقیق است.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

به همان میزان که می‌توان برای تدوین و اجرای پیوست فرهنگی - اجتماعی آثار مثبت برشمرد، می‌توان فهرستی از دغدغه‌ها و موانع پیش رو را مورد توجه قرار داد. برخی از این چالش‌ها شامل: عدم باور به اهمیت موضوع در بین مدیران اجرائی و مدیران طرح‌های اقتصادی، اجتماعی و ساده‌نگاری و پیوست فرهنگی - اجتماعی و بعضاً انتظار حل ریشه‌ای مسائل.

محدوده کاری:

حوزه پذیرش اجتماعی نیروگاه‌های برق هسته‌ای

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

احصا تنگنای ساختاری (موانعی که عبور از مرحله و یا مساله‌ای خاص بدون رفع آن ناممکن و یا دشوار باشد) اعم از: ملاحظات حقوقی و قانونی، مناسبات تاریخی و جغرافیایی و در نهایت پدیده شناسی تنگنای ناشی از فقدان معرفت‌شناسی و به عبارتی تحلیل بینش و نگرش فردی و عمومی

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

پژوهش‌های تقنینی و حقوقی ناظر بر ساختار اجتماعی - فرهنگی در چند دهه گذشته.

مراجع و منابع:

منابع کتابخانه‌ای و برخی تحقیقات بعمل آمده میدانی خصوصاً در حوزه اماکن ساختگاه.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	91-N-SS-155	علوم اجتماعی مدیریت	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

الزامات و انتظارات فرهنگی - اجتماعی در اجرای سیاست‌ها، برنامه‌ها و طرح‌های توسعه‌ای نیروگاه‌های برق هسته‌ای در سواحل شمال کشور

هدف تحقیق:

سیاست‌ها، برنامه‌ها و طرح‌های توسعه‌ای در کشورمان ایران موجب افزایش توان تولیدی، جذب سرمایه‌گذاری‌های کلان ملی و بین‌المللی و ایجاد اشتغال مولد برای جامعه جوان متخصص با فرهنگ و رسوم مختلف در گستره نظام ج.ا.ا. است. در این راستا امکان توسعه نیروگاه‌های برق هسته‌ای در سواحل شمالی دور از نظر نیست. از این رو مهمترین هدف این تحقیق امکان‌سنجی و مطالعه شرایط فرهنگی اجتماعی در نوار سواحل شمالی کشور است.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

احداث تأسیسات بزرگ و توسعه بدون در نظر گرفتن ابعاد فرهنگی - اجتماعی آن، می‌تواند پیامدهای ناخواسته فراوانی را به دنبال داشته باشد. این پیامدهای چه در درون خود شرکت‌ها و سازمان‌های متولی و چه بر دامنه جغرافیای پیرامونی طرح تأثیرگذار خواهد بود و باعث هدر رفت ظرفیت‌های بالقوه و همچنین تأثیرات گسترده‌ای را نیز بر فرهنگ و اجتماعات محلی خواهد گذاشت و در نتیجه مسئولیت‌های متعدد اجتماعی را در پی خواهد داشت که شاهد تقابلی میان توسعه صنعتی و اقتصادی از یک سو و فرهنگ و محیط اجتماعی از سوی دیگر خواهیم شد. بنابراین اهمیت اینگونه مطالعات کمتر از بررسی‌های فنی و مهندسی طرح‌ها خصوصاً پروژه‌های کلان ملی نیست.

محدوده کاری: شهرها و نوار ساحلی شمال کشور**عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:**

از مهمترین نتایج مورد انتظار موضوع شناسی، پیامدسنجی، و راهکارشناسی، از زمان اجرا یا بهره‌برداری تا زمان فرجام بهره‌برداری

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مصاحبه و جمع‌آوری اطلاعات کاربردی.
- مطالعه و مستندسازی تجارب پنهان و آشکار طرح‌ها و پروژه‌های کلان در سواحل شمالی و همچنین بررسی برخی فعالیت‌ها در آن سوی سواحل شمالی.

مراجع و منابع:

منابع کتابخانه‌ای و نظرسنجی‌های بعمل آمده در حوزه استان‌های شمالی.

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	96-N-SS-156	علوم اجتماعی مدیریت	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

کاوش تجارب جهانی پذیرش اجتماعی برق هسته‌ای و مطالعه تطبیقی ملاحظات ابعاد بومی، فرهنگی و انسانی

هدف تحقیق:

مقایسه عملکرد سیاستی و کاربردی در دامنه نیروگاه‌های برق هسته‌ای کشورهای دارای این صنعت، کشف وجوه اشتراک و افتراق، دست‌یابی به شواهد بیشتر، گام‌های آغازین فعالیت‌ها، یا تعیین جهت حرکت و تصمیم‌سازی برای پذیرش اجتماعی و همچنین بررسی ادله اولویت بندی اقشار مختلف جامعه.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

هر اقدامی که برای توسعه صورت می‌گیرد تغییراتی در محیط طبیعی و اجتماعی ایجاد می‌کند و گاه این تغییرات می‌توانند سبب تضعیف و یا از بین بردن فرهنگ بومی - محلی جوامع گردند. از اینرو، با ارزیابی تأثیرات فرهنگی - اجتماعی طرح‌های توسعه‌ای در سایر کشورها می‌توان راهکارهایی را جهت تخفیف و کاهش تبعات و پیامدهای منفی ارائه نمود. چرا که زمینه‌سازی برای فرایند باز طراحی، اصلاح و ارتقاء شئون و مناسبات نظام‌های اقتصادی، سیاسی، فرهنگی و اجتماعی کشور براساس فرهنگ مهندسی شده با توجه به شرایط و مقتضیات ملی و جهانی بسیار محل تامل است. ضمن اینکه باز طراحی نظام‌های مختلف کشور امریست بلند مدت، اما تحقق عملی آن در گرو شکل‌گیری نمونه‌های عینی از امکان‌پذیری طراحی نظام‌های موفق را فراهم خواهد ساخت.

محدوده کاری:

عملکرد و فعالیت‌های فرهنگی - اجتماعی کشورهای صاحب صنعت نیروگاه‌های برق هسته‌ای.

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

بررسی سیر تحول سیاست‌های پذیرش اجتماعی - فرهنگی کشورهای صاحب فناوری برق هسته‌ای تا به امروز، حاکی از رویکردهای مختلف، با این موضوع است. در همین راستا ارائه و تبیین سیاست‌های مواجهه اجتماعی در کشورهای توسعه یافته و در حال توسعه کمک خواهد کرد تا بر این اساس رویکردهای متفاوت و اثرات آن‌ها، اصول مشترک بین کشورها و الگوها و شیوه‌های مناسب آن‌ها شناسایی و نگرش و دیدگاه جامع‌تر و کامل‌تر حاصل آید و در نهایت با مقایسه راهبردهای موفق در کشورهای توسعه یافته و ایران، مدل مطلوب نظام پذیرش اجتماعی برق هسته‌ای در ایران ارائه شود.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- منابع کتابخانه ای برخی کشورهای پیشرو در حوزه توسعه و پذیرش اجتماعی
- سایت‌های اینترنتی خصوصاً سایت موسسات بین المللی ذیربط نظیر وانو

■ مراجع و منابع:

منابع کتابخانه‌ای

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	96-N-SS-157	علوم اجتماعی مدیریت	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

مطالعه موردی مسئولیت اجتماعی شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی (نیروگاه اتمی بوشهر) در استان بوشهر

هدف تحقیق:

مسئولیت اجتماعی شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی در پیوند با مسئولیت شرکت در برابر جامعه، انسان‌ها و محیطی است که شرکت در آن فعالیت می‌کند و این مسئولیت از جستارهای اقتصادی و مالی فراتر می‌رود. همین رویکرد موجب می‌شود ارزیابی فعالیت‌های نیروگاه اتمی بوشهر در چند دهه گذشته و برنامه‌های آتی در حوزه ایفای نقش مسئولیت اجتماعی از اهداف خطیر حاکمیتی به شمار آید.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

استان بوشهر با سواحل خلیج فارس و مرز آبی با ۵ کشور و زیست بوم اختصاصی، دارای تاثیر و اثر متقابل با فعالیت نیروگاه اتمی بوشهر است و مسئولیت اجتماعی شرکت تولید و توسعه بعنوان راهبر و سیاست گذار شرکت به‌بردار نیروگاه اتمی بوشهر ایجاب می‌کند این مهم بطور مستمر رصد و ارزیابی شود.

محدوده کاری:

- استان بوشهر
- حوزه پذیرش اجتماعی شرکت به‌بردار نیروگاه اتمی بوشهر و فازهای ۲ و ۳ توسعه نیروگاه
- شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

پیامدشناسی، شاخص‌گزینی، پیامدسنجی، راهکارشناسی (با بکارگیری روش‌های کمی، کیفی و نرم انسان‌گرایانه و تفسیری برای شناخت کل واقعیت‌ها) شناخت ابعاد نهان پدیده‌های اجتماعی-فرهنگی حاصل از فعالیت نیروگاه اتمی بوشهر و آیندنگاری که از طریق مطالعات موردی تحلیل وضعیت موجود و اتخاذ تمهید آتی.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

دسترسی به برخی مطالعات و تحقیقات استانی بعلاوه نظرسنجی‌های بعمل آمده در ابعاد مختلف محلی، ملی و منطقه‌ای

■ مراجع و منابع:

- منابع کتابخانه‌ای
- دستگاه‌ها، نهادهای و سمن‌های مردم نهاد و همچنین متولیان امر پذیرش اجتماعی در نیروگاه

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	96-N-SS-158	علوم اجتماعی مدیریت	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی جایگاه مختصات فرهنگی - اجتماعی نیروگاه‌های برق هسته‌ای در اسناد بالادستی نظیر؛ الگوی اسلامی - ایرانی پیشرفت، نقشه مهندسی فرهنگی، سند امنیت انرژی، فرآیند جهانی شدن، چشم انداز ۱۴۰۴، فناوری‌های نوین علمی، ارتباطی و زیست‌بوم

هدف تحقیق:

دستیابی به نظام شاخص‌های فرهنگی - اجتماعی مرتبط با نیروگاه‌های برق هسته‌ای، دستیابی به نظام پرسش‌های عمومی و اختصاصی مرتبط با شناسایی موضوع و پیامدهای فرهنگی آن، بروز درک مشترک و وحدت در رویه پیوست نگاران، ارتقاء تفاهم و تعامل مجریان طرح‌ها، پروژه‌ها با اسناد بالادستی، افزایش تفاهم و تعامل با اقشار مختلف مردم و بسترسازی برای طراحی الگوی سازمانی پیوست نگاری نیروگاه‌های برق هسته‌ای

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

نظام اجرایی، ساختارها و فرآیندها، سازوکار و فرآیند عملیاتی کردن آن، نظام ارزیابی، نظارت و پایش آن، تضمین‌های قانونی و اجرایی عملی شدن پیوست فرهنگی - اجتماعی نیروگاه‌های برق هسته‌ای و ساز و کار نهادهای سازی، توانمندی، ایجاد انگیزه و التزام مدیران در طراحی و اجرای آن، ارتباط وثیقی با ایجاد درک و فهم مشترک از اهمیت پیوست نگاری دارد.

محدوده کاری: اسناد بالا دستی جمهوری اسلامی ایران**عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:**

تبیین ابعاد نقش آفرینی و همچنین وجوه آشکار و نهان تاثیر و تاثر متقابل فعالیت و برنامه‌های کلان تولید و توسعه برق هسته‌ای در سیاست گذاری کلان خصوصا در محیط اجتماعی - فرهنگی.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- مدارک مرتبط در شرکت تولید و توسعه
- راهبردهای کلان فرهنگی اجتماعی کشور
- اسناد بالادستی نظام ج.ا.ا.

مراجع و منابع:

منابع کتابخانه ای و مصاحبه عمیق با برخی صاحب نظران این حوزه

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	96-N-SS-159	علوم اجتماعی مدیریت	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

طراحی مدل ارتباط علمی شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی با نهادهای تخصصی، دانشگاه‌ها و بخش غیردولتی

هدف تحقیق:

تدوین راهبرد مدون و جامع ساز و کار ارتباط صنعت برق هسته‌ای با مراکز علمی، تحقیقاتی بدون تردید نظام‌مندی تعاملات بین صنعت و دانشگاه در جهت افزایش قابلیت ارزش آفرین در چرخه تکامل و اقتصاد دانش بنیان و هدایت بهتر فعالیت علمی دانشجویان و دانش‌آموختگان به نیازهای کاربردی است.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

نیاز روز افزون صنایع به ویژه صنایع مادر از جمله صنعت نیروگاه‌های برق هسته‌ای به توانمندی‌های دانشگاه در حوزه پژوهش، آموزش و خدمات فنی و مشاوره و همچنین نقش دانشگاه در توسعه اجتماعی-فرهنگی و سایر ابعاد جامعه و ضرورت اجرایی نمودن دانش و یافته‌های جدید دانشگاه، استفاده بهینه از امکانات دانشگاه و انتقال تجربه از سطح اجرا به دانشگاه همواره متضمن یک مدل ارتباطی پایدار میان صنعت برق هسته‌ای و شرکت تولید توسعه بعنوان تولید این مهم و دانشگاه است.

محدوده کاری:

شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران، نهادهای و مراکز علمی

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ کشف نقاط ضعف و قوت هریک از پارامترها و ارائه چارچوب نظام مند برای سیاست‌گذاران و برنامه ریزان این حوزه که قادر باشند با الگوی مطلوب ارتباط بخش صنعت با دانشگاه سامان بخشند

■ تهیه و تدوین مدل اختصاصی ارتباطات علمی شرکت تولید و توسعه با مراکز علمی

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

بررسی مدل‌های مختلف ارتباطات علمی، مراکز صنعتی با مجامع علمی در دنیا

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت تولید و توسعه انرژی اتمی ایران	96-N-SS-160	علوم اجتماعی مدیریت	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

بررسی نحوه‌ی استفاده از NGOها در ایجاد آمادگی برای پاسخ اضطراری ساکنین اطراف نیروگاه به حوادث هسته‌ای

هدف تحقیق:

هدف از این تحقیق شناسایی نحوه استفاده موثر از NGOها در ایجاد آمادگی برای پاسخ اضطراری ساکنین اطراف نیروگاه به حوادث هسته‌ای می‌باشد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

سازمان‌های غیر دولتی که ارتباط قوی و نزدیکی با جامعه دارند نقش بسیار موثری در ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری ایفا می‌کنند، چراکه با نیازهای جامعه آشنا بوده و اعتمادی دو طرفه بین آن‌ها و جامعه وجود دارد. در واقع سازمان‌های غیر دولتی با ارتباط قوی و نزدیک محلی از بزرگترین عوامل در شناسایی نیازها هستند و می‌توانند نقش بسیار موثری در ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری افراد داشته باشند از این‌رو با توجه به اهمیت نقش NGOها در ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری ساکنین اطراف نیروگاه اتمی بوشهر در حوادث پرتوی ضروری است از ظرفیت این سازمان‌های مردم نهاد در جهت ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری افراد به حوادث پرتوی استفاده شود. تحقیق حاضر به بررسی چگونگی استفاده از این سازمان‌ها در مدیریت حوادث هسته‌ای می‌پردازد.

محدوده کاری:

روستاهای اطراف نیروگاه اتمی بوشهر

عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

■ نحوه تشکیل سازمان‌های مردم نهاد با استفاده از ساکنین روستاهای اطراف نیروگاه اتمی بوشهر؛

■ نحوه سازماندهی ساکنین روستاهای اطراف نیروگاه اتمی بوشهر در قالب سازمان‌های مردم نهاد؛

■ نحوه آموزش اعضای سازمان‌های مردم نهاد روستاهای اطراف نیروگاه اتمی بوشهر؛

■ نحوه برقراری و حفظ ارتباط سازمان‌های مردم نهاد روستاهای اطراف نیروگاه اتمی بوشهر و سازمان‌ها و ارگان‌های دخیل در رفع عواقب حوادث پرتوی خارج سایت.

امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به سازمان هلال احمر، دهیاری‌های روستاهای هلیله و بندرگاه، و NGOهای مرتبط و ساکنین هلیله و بندرگاه.

■ مراجع و منابع:

- ۱- نادرزاده- احمد، زلزله ۱۷ ژانویه ۱۹۹۵ کوبه ژاپن و درس‌هایی برای ایران، طرح مطالعات زلزله تهران بزرگ ۱۳۷۱؛
- ۲- نمازی- باقر، بررسی وضعیت تشکلهای مردمی داوطلب در جمهوری اسلامی ایران UNDP؛

واحد تعریف کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان نامه
شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر	97-B-SS-171	علوم اجتماعی مدیریت امداد و نجات	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی ■ مطالعاتی □ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

عنوان تحقیق:

شناسایی و اولویت‌بندی عوامل انگیزشی در ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری افراد داخل و خارج سایت هسته‌ای در حوادث

هدف تحقیق:

هدف از این تحقیق ابتدا شناسایی و سپس رتبه‌بندی عوامل موثر بر ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری کارکنان داخل سایت و کارکنان سازمان‌ها و ارگان‌های خارج سایت هسته‌ای در شهر بوشهر می‌باشد.

شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

یکی از پایه‌های اساسی در زمینه مدیریت بحران، میزان آمادگی نیروی انسانی بوده و از مولفه‌های مهم و تأثیرگذار بر آن، عوامل انگیزشی می‌باشد. از این‌رو در این تحقیق به شناسایی عواملی انگیزشی که باعث ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری کارکنان داخل سایت و کارکنان سازمان‌ها و ارگان‌های خارج سایت هسته‌ای پرداخته شده و روش‌هایی که باعث ارتقاء سطح انگیزشی در میان کارکنان می‌شود را مورد بررسی قرار داد.

■ **محدوده کاری:** مدیران و کارکنان دخیل در مدیریت بحران حوادث هسته‌ای در داخل نیروگاه و سازمان‌ها و ارگان‌های استانی خارج نیروگاه.

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- شناسایی عوامل انگیزشی در آمادگی و پاسخ به حوادث هسته‌ای در میان کارکنان و مدیران نیروگاه اتمی بوشهر و سازمان‌ها و ارگان‌های
- استانی درگیر در مدیریت حوادث هسته‌ای؛
- تعیین اهمیت هر کدام از عوامل انگیزشی موثر بر ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری کارکنان داخل سایت و کارکنان سازمان‌ها و ارگان‌های خارج سایت در شهر بوشهر؛
- تعیین روش‌های ایجاد و ارتقای عوامل انگیزشی موثر بر ایجاد آمادگی و پاسخ اضطراری کارکنان داخل سایت و کارکنان سازمان‌ها و ارگان‌های خارج سایت در شهر بوشهر؛

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

- دسترسی به پدافند غیرعامل، قرارگاه پدافند پرتوی رافع، کارگروه‌ها و سازمان‌های زیر مجموعه و اینترنت.

■ مراجع و منابع:

- ۱- رایبیز، استیفن پی، رفتار سازمانی؛ مفاهیم، نظریه‌ها، کاربردها.
- ۲- رضائیان، علی، مبانی مدیریت رفتار سازمانی، انتشارات سمت
- ۳- سید جوادین، سید رضا، برنامه‌ریزی نیروی انسانی، انتشارات دانشگاه تهران
- ۴- میر سپاسی، ناصر، مدیریت استراتژیک منابع انسانی و روابط کار

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر	97-B-SS-172	علوم اجتماعی مدیریت	کارشناسی ارشد
نوع پروژه: فنی <input type="checkbox"/> مطالعاتی <input checked="" type="checkbox"/> طراحی <input type="checkbox"/> نرم‌افزاری و شبیه‌سازی <input type="checkbox"/> ساخت <input type="checkbox"/>			

عنوان تحقیق:

بررسی میزان آمادگی مدیریت بحران استان بوشهر برای پاسخ به پیامدهای حوادث هسته‌ای

■ هدف تحقیق:

شناخت میزان آمادگی سیستم مدیریت بحران بوشهر (قرارگاه پدافند پرتوی) برای پاسخ به پیامدهای حوادث هسته‌ای

■ شرح مختصری از تحقیق و اهمیت آن:

خوشبختانه در تاسیسات هسته‌ای حوادث زیادی که منجر به پیامدهای خارج سایت باشد، اتفاق نمی‌افتد؛ اما در صورت بروز حوادثی که با نشست عمده موارد رادیواکتیو در محیط همراه باشد، گستردگی دامنه پیامدهای حادثه به حدی است که می‌تواند نظام عادی جامعه را دچار اختلال نموده و خسارات عظیمی را به بار آورد. از این‌رو اطمینان از وجود سیستم پاسخ مناسب در سطوح محلی و استانی جهت مدیریت مناسب حادثه و کاهش پیامدهای آن بسیار حائز اهمیت می‌باشد. به‌منظور بررسی این موضوع ابتدا تاریخچه حوادث هسته‌ای و پیامدهای آن مطالعه شده و فعالیت‌هایی که می‌توانند در آمادگی برای مدیریت پیامدهای حوادث هسته‌ای موثر باشد از مقالات متعدد استخراج شده (نمونه‌ای از این فعالیت‌ها در بخش عناوین کلی فعالیت‌ها ارائه شده است) و در جامعه هدف مورد بررسی قرار می‌گیرد.

■ محدوده کاری: استانداری بوشهر، پدافند غیرعامل، قرارگاه پرتوی پدافند غیرعامل.

■ عناوین کلی فعالیت‌ها و نتایج مورد انتظار از انجام تحقیق:

- تدوین و بروزرسانی برنامه جامع مدیریت حادثه پرتوی؛
- ساختار پاسخ حوادث پرتوی در خارج سایت تاسیسات هسته‌ای؛
- میزان شفافیت در تقسیم وظایف و عملکردها بین مسئولین؛
- آماده بکار بودن زیرساخت‌ها و مراکز مدیریت؛
- آماده بکار بودن سیستم‌های ارتباطی خاص شرایط حادثه؛
- انجام ارزیابی ریسک با هدف آمادگی برای مدیریت پیامدها؛
- آگاهی از موضوعات پرتوی در بخش پاسخ پزشکی؛
- آمادگی و برنامه‌ریزی برای تخلیه و انتقال مردم از ناحیه خطر و اسکان در منطقه امن؛
- اجرای آموزش سیستماتیک به کارکنان درگیر پاسخ در سازمان‌های مربوطه؛
- اجرای تمرین‌های (مانورهای) منظم و دوره‌ای در زمینه حوادث پرتوی؛
- تدوین خط و مشی آگاه‌سازی عموم مردم؛
- ترتیباتی برای کاهش پیامدهای غیر رادیولوژیک.

■ امکانات، تجهیزات و منابع مورد نیاز:

■ دسترسی به قرارگاه پدافند پرتوی، کارگروه‌ها و سازمان‌های زیرمجموعه، اینترنت، مدارک
آژانس بین‌المللی انرژی اتمی در آمادگی و پاسخ به شرایط اضطراری و حوادث رادیولوژیک.

■ مراجع و منابع:

- IAEA Safety Standards- General Safety Requirements No.GSR Part 7- Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency
- IAEA-TECDOC-953- Method for the development of emergency response preparedness for nuclear or radiological accidents
- EPR-NPP PUBLIC PROTECTIVE ACTIONS 2013- Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor
- IAEA Report on- preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

واحد تعریف‌کننده	کد پروژه	رشته‌های تحصیلی مرتبط	سطح پایان‌نامه
شرکت بهره‌برداری نیروگاه اتمی بوشهر	97-B-SS-173	مدیریت بحران مدیریت دولتی پدافند غیرعامل	کارشناسی ارشد دکتری
نوع پروژه: فنی □ مطالعاتی ■ طراحی □ نرم‌افزاری و شبیه‌سازی □ ساخت □			

فرم‌های مربوطه

فرم شماره یک: متن معرفی نامه دانشگاه

فرم شماره دو: فرم پروپوزال

فرم شماره سه: فرم تقاضای انجام طرح تحقیقاتی در قبال کسر از خدمت

فرم شماره چهار: فرم پیشنهاد طرح تحقیقاتی کسر خدمت/ نخبگان

فرم شماره پنج: فرم اطلاعات همکاران تحقیقاتی بخش دفاع

فرم شماره شش: فرم معرفی متقاضیان امریه/ نخبگان / کسر خدمت به معاونت حفاظت و امنیت

برای دریافت فرم‌ها به سایت

aeoi.org.ir/nppd مراجعه فرمایید.

[illegible]



شرکت مادر تخصصی
تولید و توسعه انرژی اتمی ایران