١٣٠٣١٤

دانشگاه شهید بهشتی
دانشکده‌ی مهندسی هسته‌ای

مدل‌سازی حادثه‌ی شکست کوچک (SB-LOCA) در یک نیروگاه VVER-1000 با استفاده از کد RELAP5

پایان نامه کارشناسی ارشد مهندسی هسته‌ای
گرایش مهندسی راکتور

دانشجو: معصومه دلاور

اساتید راهنما:
دکتر احمدرضا ذوالفقاری
دکتر جلیل جعفری

۶ - /۱۱/ ۱۳۸۸

مرکز اطلاعات و مدارک علمی ایران
تهیه مدارک

۱۳۸۸

۱۳۰۳۱۴

پس از حمد و سپاس الهی، از جناب آقای دکتر جعفری که در طول مدت کار بر روی این پروژه از راهنمایی‌های ارزنده‌شان بسیار بهره جستم، بی‌پایان سپاسگزارم. هم‌چنین بر خود لازم می‌دانم از جناب آقای دکتر ضرغامی، جناب آقای مهندس طالبی و جناب آقای مهندس راجی که کمک‌های فکریشان راهگشای مسائل و مشکلاتم بود و هم‌چنین جناب آقای دکتر ذوالفقاری که زحمت راهنمایی این کار را بر عهده داشتند تشکر و قدردانی کنم.

کلیه حقوق مادی مترتب بر نتایج مطالعات،

ابتکارات و نوآوریهای ناشی از تحقیق موضوع

این پایان نامه متعلق به دانشگاه شهید بهشتی

می باشد.

به نام خدا

نام ونام خانوادگی: معصومه ولاور

عنوان پایان نامه: مدل سازی حادثه شکست کوچک دربک میزدا VVER-1000 با استفاده از کد Relap5

استاد/اساتید راهنما: دکتر احمدرضا فالقاری، دکتر جلیل جعفری

اینجانب معصومه ولاور تهیه کننده پایان نامه کارشناسی ارشد/دکتری حاضر خود را ملزم به حفظ امانت داری و قدردانی از زحمات سایر محققین و نویسندگان بنا بر قانون Copyright می دانم. بدین وسیله اعلام می نمایم که مسئولیت کلیه مطالب درج شده با اینجانب می باشد و در صورت استفاده از اشکال؛ جداول، و مطالب سایر منابع، بلافاصله مرجع آن ذکر شده و سایر مطالب از کار تحقیقاتی اینجانب استخراج گشته است و امانتداری را به صورت کامل رعایت نموده ام. در صورتی که خلاف این مطلب ثابت شود، مسئولیت کلیه عواقب قانونی با شخص اینجانب می باشد.

نام ونام خانوادگی دانشجو: معصومه ولاور

امضاء وتاریخ: ۱۹/۷/۱۳۹۷

تقدیم به:

پدر و مادر عزیزم

به پاس خستگی‌ها و از خودگذشتگی‌هایشان

و

همسر مهربانم

به پاس همراهی‌ها و صبوری‌هایش

فهرست عناوین

عنوان صفحه

۱. معرفی سیستم‌ها و عملکرد نیروگاه‌های VVER-1000 ..... ۳
۱-۱ کلیاتی راجع به نیروگاه ۳
۱-۲ سیستم‌های نیروگاه ۵
۱-۲-۱ راکتور ٦
۱-۲-۲ پمپ‌های گردشی اصلی ۹
۱-۲-۳ سیستم جبران‌کننده‌ی فشار مدار اول ۱۰
۱-۲-۴ مولد بخار ۱۳
۱-۲-۵ خطوط اصلی لوله ۱۵
۱-۲-۶ سیستم کنترل حجم و شیمی مدار اول ۱۵
۱-۲-۷ مدار ثانویه ۱۷
۱-۲-۸ سیستم کنترل و حفاظت راکتور ۱۸
۱-۲-۸-۱ سیستم میله‌های کنترل ۱۹
۱-۲-۸-۲ سیستم تنظیم برن ۲۱
۱-۲-۸-۳ سیستم نمایش‌گر شار نوترون ۲۱
۱-۲-۸-۴ ابزار داخل قلب ۲۲
۱-۲-۸-۵ عملکرد سیستم حفاظت و کنترل ۲۳
۱-۲-۹ سیستم‌های ایمنی ۲۷
۱-۲-۹-۱ سیستم برداشت حرارت پس‌ماند و اضطراری ۲۷
۱-۲-۹-۲ سیستم برداشت حرارت قلب در حالت خاموش ۲۹
۱-۲-۹-۳ سیستم تزریق برن اضافی ۳۱
۱-۲-۹-۴ سیستم خنک‌کن اجزا ۳۲
۱-۲-۹-۵ سیستم آب بسته ایمن ۳۲
۱-۲-۹-۶ سیستم آب سرویس ۳۲
۱-۲-۹-۷ سیستم پاشش ساختمان راکتور ۳۳
۱-۲-۹-۸ سیستم ایزولاسیون ساختمان راکتور ۳٤
۱-۲-۹-۹ سیستم نمایشگر غلظت هیدروژن و برداشت هیدروژن در شرایط اضطراری ۳٤
۱-۲-۹-۱۰ سیستم حفاظت از مدار اول و مدار دوم در برابر فشار بالا ۳٤
۲. آنالیز حوادث در نیروگاه‌های هسته‌ای ۳۵

۲-۱ معرفی ۳۶
۲-۲ فعالیت‌های ایمنی پایه ۳۸
۲-۳ طبقه‌بندی حوادث آغاز کننده ۳۹
۲-۴ معیارهای پذیرش ٤۱
۲-۵ روش‌های آنالیز حادثه ٤۲
۲-۵-۱ روش محافظه‌کارانه ٤۳
۲-۶ آماده کردن داده‌های ورودی ٤۵
۲-۶-۱ جمع‌آوری اطلاعات نیروگاه ٤۵
۲-۶-۲ کتابچه‌ی مهندسی و فایل ورودی ٤٦
۲-۶-۳ بازبینی داده‌های ورودی ٤۷
۲-۶-۴ ارزیابی داده‌های ورودی ٤۸
۲-۷ ارائه و ارزیابی نتایج ٤۹
۲-۷-۱ ساختار نتایج آنالیز حادثه ٤۹
۲-۷-۲ بررسی نتایج آنالیز حادثه ۵۰
۲-۸ فرآیند آنالیز یک حادثه ۵۱
۳. معرفی کد ۵۳
۳-۱ ساختار سطح بالا ۵۵
۳-۲ پردازش ورودی ۵٦
۳-۳ بررسی حالت گذرا ۵۷
۳-۴ تشریح آنالیز ترموهیدرولیکی ۵۹
۳-۴-۱ جمع‌آوری و سازماندهی اطلاعات ٦۰
۳-۴-۲ تعریف مرز مدل ٦۲
۳-۴-۳ گره‌بندی مدل ٦۳
۳-۴-۴ به‌دست‌آوردن شرایط اولیه ٦۳
۳-۴-۵ اجرا و تحلیل مساله ٦٤
۴. مدل‌سازی نیروگاه VVER-1000 در شرایط پایدار با استفاده از کد RELAP5 ..... ٦٦
۴-۱ راکتور ٦۸
۴-۱-۱ مدل‌سازی قلب راکتور ۷٤
۴-۲ فشارنده ۷۸
۴-۳ مولد بخار ۸۱
۴-۴ پمپ‌های اصلی ۸٤

۴- ۵ خطوط اصلی لوله ۸۵
۴-۶ پارامترهای نوترونیک ۸۶
۴-۷ بررسی نتایج حالت پایدار ۸۷
۵. مدل‌سازی حادثه‌ی شکست کوچک ۹۴
۵-۱ تقسیم‌بندی کلی حادثه‌ی اتلاف سیال ۹۵
۵-۱-۱ شکست بزرگ ۹۵
۵-۱-۲ شکست بسیار کوچک ۹۶
۵-۱-۳ شکست کوچک ۹۶
۵-۱-۴ شکست میانی ۹۷
۵-۲ توصیف حادثه و علت آن ۹۸
۵-۳ مدل‌سازی شکست ۹۹
۵-۴ توصیف حادثه و عملکرد سیستم‌های حفاظتی ۱۰۰
۵-۵ شرایط اولیه، مرزی و پارامترهای ورودی ۱۰۳
۵-۵-۱ شرایط اولیه ۱۰۳
۵-۵-۲ شرایط مرزی ۱۰۳
۵-۵-۳ دینامیک نقطه‌ای راکتور ۱۰۴
۵-۶ فرض‌های بدبینانه ۱۰۵
۵-۷ معیارهای ارزیابی ایمنی ۱۰۵
۵-۸ نتایج آنالیز ۱۰۶
۵-۹ بررسی نتایج ۱۰۷
۶. نتیجه‌گیری و پیشنهاد ۱۲۹
مراجع ۱۳۳

چکیده

نام و نام خانوادگی: معصومه دلاور

عنوان پایان‌نامه: مدل‌سازی حادثه‌ی شکست کوچک (SB-LOCA) در یک نیروگاه VVER-1000 با استفاده از کد RELAP5

اساتید راهنما: دکتر احمدرضا ذوالفقاری، دکتر جلیل جعفری

دانشگاه: شهیدبهشتی	**دانشکده:** مهندسی هسته‌ای
رشته: مهندسی هسته‌ای	**گرایش:** مهندسی راکتور
درجه‌ی تحصیلی: کارشناسی ارشد	**تاریخ فراغت از تحصیل:** تیر ۱۳۸۸

کلیدواژه: VVER-1000، حالت پایدار، حالت گذرا، شکست کوچک ، کدRELAP5

در تحقیق حاضر پس از شناخت کافی از سیستم‌های مدار اولیه و ثانویه‌ی یک نیروگاه VVER-1000، داده‌های هندسی و سایر مقادیر لازم برای شبیه‌سازی نیروگاه از اطلاعات موجود در مراجع جمع‌آوری شد. سپس بر اساس معیارهای کد RELAP5 که یک کد استاندارد جهت محاسبه‌ی پارامترهای ترموهیدرولیک راکتورهای آب‌سبک در حالت پایدار و گذرا می‌باشد، اجزاء هیدرودینامیکی و ساختارهای حرارتی مناسب برای شبیه‌سازی اجزاء مدار اولیه و ثانویه‌ی نیروگاه انتخاب شده و گره‌بندی نهایی انجام شد. بر این اساس رفتار نیروگاه در شرایط پایدار شبیه سازی شده و در انتها مقادیر محاسبه شده توسط کد با اطلاعات تجربی موجود از نیروگاه Kozloduy و نیروگاه بوشهر که دو نمونه VVER-1000 می‌باشند مقایسه شده است. هم‌چنین حادثه‌ی شکست کوچک و سیستم‌هایی که در خلال این حادثه وارد عمل می‌شوند، بر اساس سناریوی موجود در گزارش نهایی آنالیز ایمنی[1] نیروگاه بوشهر شبیه‌سازی شده و نتایج حاصل بر اساس معیارهای ارزیابی ایمنی و نمودارهای موجود در گزارش نهایی آنالیز ایمنی نیروگاه بوشهر مورد تحلیل قرار گرفته است. بررسی‌های انجام شده نشان می‌دهد که در خلال حادثه پارامترهای سیستم از مقادیر تعیین شده توسط معیارهای ارزیابی تجاوز نمی‌کنند، هم‌چنین تطابق نسبتا خوبی بین نتایج به دست‌آمده توسط کد RELAP5 و تحلیل انجام شده در گزارش نهایی آنالیز ایمنی نیروگاه بوشهر مشاهده می‌شود.

[1] Final Safety Analysis Report (FSAR)

مقدمه

نیروگاه‌های هسته‌ای به علت دارا بودن خطرهای بالقوه‌ی زیست محیطی و انسانی، نیازمند سیستم‌های ایمنی کارا و قابل اطمینان برای عملکرد ایمن و مطمئن هستند. به همین دلیل ضوابط سخت‌گیرانه‌ای برای اخذ پروانه‌ی ساخت و بهره‌برداری این تاسیسات طرح‌ریزی شده‌اند و نظام ایمنی هسته‌ای بر آن‌ها نظارت می‌کند. این ضوابط الزام می‌کند که در طراحی نیروگاه‌های هسته‌ای، وقوع مجموعه‌ای مشخص از حالت‌های گذرا و حادثه در نظر گرفته شود و سیستم برای عملکرد ایمن در این شرایط سازگاری یابد. هم‌چنین در فرآیند راه‌اندازی[1] نیروگاه تست‌هایی صورت می‌گیرد تا از عملکرد ایمن نیروگاه تحت این شرایط گذرا و حادثه اطمینان حاصل شود. انجام این تست‌ها اگرچه بسیار مهم و در ارزیابی رفتار سیستم مفید و حیاتی است، اما با مشکلات بسیاری همراه است که از مهم‌ترین آن‌ها می‌توان به صرف زمان، هزینه، بروز خسارت و وقوع حوادث پیش‌بینی نشده در حین تست اشاره کرد.

هم‌چنین مجموعه‌ای از حوادث فراتر از طراحی وجود دارد که سیستم‌های ایمنی بایستی در مواجهه با آن‌ها قادر باشند یکپارچگی کل سیستم را حفظ کنند و میزان خسارت و احتمال خطر را به حداقل برسانند. حصول اطمینان از قابلیت سیستم در این شرایط با پیاده‌سازی شرایط واقعی حادثه امکان‌پذیر نیست و از طرق دیگری این حالت‌ها ارزیابی می‌شود. شبیه‌سازی معمول‌ترین راهی است که برای ارزیابی سیستم واقعی در مواجهه با این شرایط به کار می‌آید. برای شبیه‌سازی می‌توان از ابزار تست[2] استفاده کرد که در ابعاد بسیار کوچکتر از نیروگاه ساخته می‌شوند و با استفاده از روش‌های آنالیز ابعادی نتایج آزمایشات در این ابزار را به نیروگاه واقعی تعمیم می‌دهند. البته ساخت این ابزار هم معمولا پرخرج است و تطابق نتایج تست با رفتار سیستم‌های واقعی معمولا دشوار است، ولی امکان انجام انواع آزمایشات به شکل ایمن استفاده از آن‌ها را رایج کرده است.

روش دیگر شبیه‌سازی تاسیسات هسته‌ای، بهره‌گیری از نرم‌افزارها و کدهای کامپیوتری است که برای مدل کردن این حالت‌ها و وقایع طراحی شده و توسعه یافته‌اند. استفاده از این کدها در شبیه‌سازی مشکلات اتلاف وقت، هزینه، نیروی انسانی و نیز احتمال بروز خطر و خسارت حین تست را از بین می‌برد و امکان مدل‌سازی بازه‌ی گسترده‌ای از حالت‌های گذرا و حوادث را

---

[1] Commissioning
[2] Test Facility

فراهم می‌آورد. مهم‌ترین چالش در استفاده از برنامه‌های کامپیوتری اعتماد به نتایج خروجی آن‌ها در تطابق با رفتار سیستم واقعی می‌باشد. به همین دلیل کاربران این برنامه‌ها ابتدا به ارزیابی نتایج می‌پردازند تا از صحت پیش‌بینی‌های ارائه شده اطمینان حاصل کنند. مجموعه‌ی ارزیابی‌های صورت گرفته برروی یک کد، قابلیت این کد را در کاربردهای بعدی تعیین می‌کند.

کد RELAP5 یکی از پرکاربردترین کدهای تحلیل گرمایی- هیدرولیکی راکتورهای آب‌سبک می‌باشد. ارزیابی‌های بسیاری که در کاربرد این کد صورت گرفته است نشان می‌دهد که این کد قابلیت پیش‌بینی رفتار سیستم‌های هسته‌ای و غیر هسته‌ای را با دقت بالایی دارد. اما این تجربیات ثابت کرده است که نتایج حاصل از آنالیز با این کد شدیدا به کاربر و نحوه‌ی مدل کردن سیستم وابسته است و هیچ‌گاه نتایج کاملا یکسانی از دو مدل مختلف از یک مساله به دست نمی‌آید. طراحان و کاربران این کد تلاش می‌کنند با ارائه‌ی مجموعه‌ای از راهنمایی‌ها و پیشنهادها میزان وابستگی نتایج آنالیز به مدل ورودی را کاهش دهند، ولی گستردگی شرایط و فرضیات ورودی این خصیصه را در این کد ذاتی می‌کند. [۱]

در این پروژه یک نیروگاه VVER-1000 به وسیله‌ی کد RELAP5/MOD3.2 مدل شده و صحت مدل ارائه شده در حالت‌های پایدار و گذرا ارزیابی شده است.

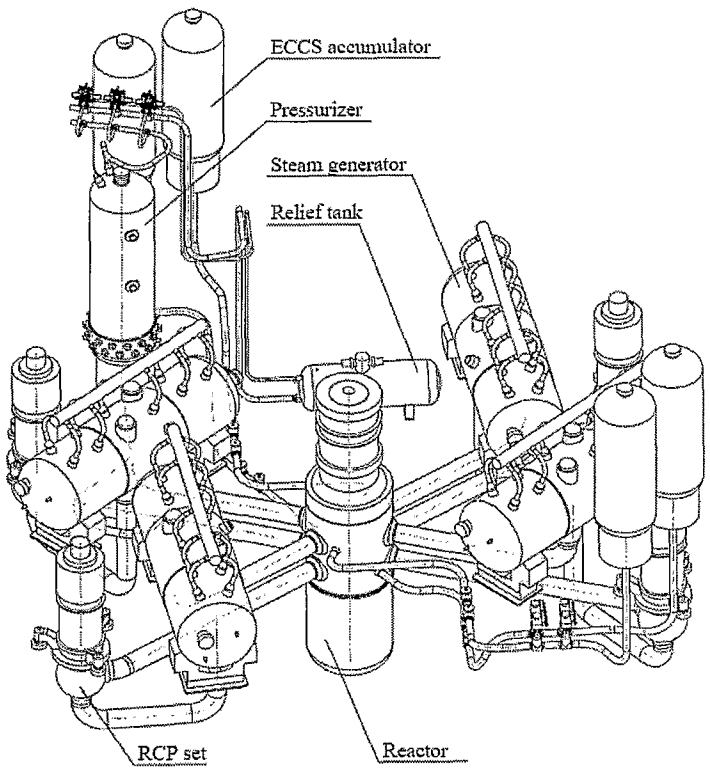
در فصل اول این پایان‌نامه به معرفی نیروگاه‌های VVER-1000 و تشریح عملکرد سیستم‌های مختلف آن پرداخته شده است. در فصل دوم در خصوص دسته‌بندی حوادث و روش‌های آنالیز حادثه توضیح داده شده است. در فصل سوم به معرفی کد RELAP5/MOD3.2 پرداخته شده و ساختار کد، نحوه‌ی انجام آنالیز توسط کد، قابلیت‌های کد و تحلیل نتایج خروجی مورد بحث قرار گرفته است. در فصل چهارم به تشریح مدل‌سازی نیروگاه در حالت پایدار پرداخته شده و نتایج آنالیز انجام شده توسط کد با مقادیر تجربی مقایسه شده است و نهایتا در فصل پنجم حادثه‌ی شکست کوچک مدل‌سازی شده و مورد تحلیل قرار گرفته است.

۱. معرفی سیستم‌ها و عملکرد نیروگاه‌های VVER-1000

۱-۱ کلیاتی راجع به نیروگاه

VVER نوعی راکتور هسته‌ای با محفظه‌ی تحت فشار است که آب در آن به عنوان خنک‌کننده و کندکننده به کار می‌رود. عدد ۱۰۰۰ که در انتهای نوع راکتور می آید، نماینده‌ی توان الکتریکی واحد نیروگاهی بر حسب مگاوات است.

شکل ۱-۱ شماتیکی از مدار اول این نیروگاه را نشان می‌دهد.



شکل ۱-۱: شماتیکی از مدار اول نیروگاه VVER-1000 [۲]

حرارت تولید شده در اثر شکافت هسته‌های سوخت در قلب راکتور، توسط سیال خنک‌کن خارج می‌شود. پس از خروج از قلب، سیال از طریق پایه‌ی داغ[1] به مولد بخار[2] منتقل می‌شود. مولد بخار یک مبدل حرارتی است که در آن حرارت از مدار اولیه به آب تغذیه‌ی مدار ثانویه

[1] Hot leg
[2] Steam generator

منتقل می‌شود تا تولید بخار کند. پس از مولد بخار، سیال از طریق پایه‌ی سرد[1] به محفظه‌ی راکتور برمی‌گردد.

چهار حلقه[2] در مدار اولیه‌ی نیروگاه با راکتور نوع VVER-1000 وجود دارد. سیال خنک‌کن از طریق چهار پمپ که هر پمپ در یکی از حلقه‌ها نصب شده پمپ می‌شود.

در مدار ثانویه، بخش اعظم بخار تولید شده به توربین منتقل می‌شود و بخش اندکی از آن برای گرمایش آب تغذیه به کار می‌رود. پس از توربین، بخار به چگالنده[3] منتقل شده و متراکم می‌شود. در خروج از چگالنده، آب از طریق گرم کن‌های فشار پایین به هوازدا[4] منتقل می‌شود تا گازهای غیرقابل تراکم موجود در آن خارج شوند. در خروج از هوازدا، آب تغذیه از طریق گرم‌کن‌های فشار بالا به مولد بخار منتقل می‌شود.

۱-۲ سیستم‌های نیروگاه

سیستم‌های اصلی نیروگاه VVER-1000 از قرار زیر است [۳] :

- راکتور
- مدار اولیه شامل خطوط اصلی لوله، پمپ‌های اصلی، مولدهای بخار ، فشارنده[5] و سیستم جبران کننده‌ی فشار مدار اولیه
- سیستم کنترل حجم و شیمی مدار اول[6]
- مدار ثانویه
- سیستم حفاظت و کنترل
- سیستم‌های ایمنی

هم‌چنین تعداد زیادی سیستم کمکی در نیروگاه موجود است که در خلال تشریح عملکرد سیستم‌های اصلی از آن‌ها نام برده خواهد شد.

---

[1] Cold leg
[2] Loop
[3] Condenser
[4] Deaerator
[5] Pressurizer
[6] Chemical and volume control system (CVCS)

۱-۲-۱ راکتور

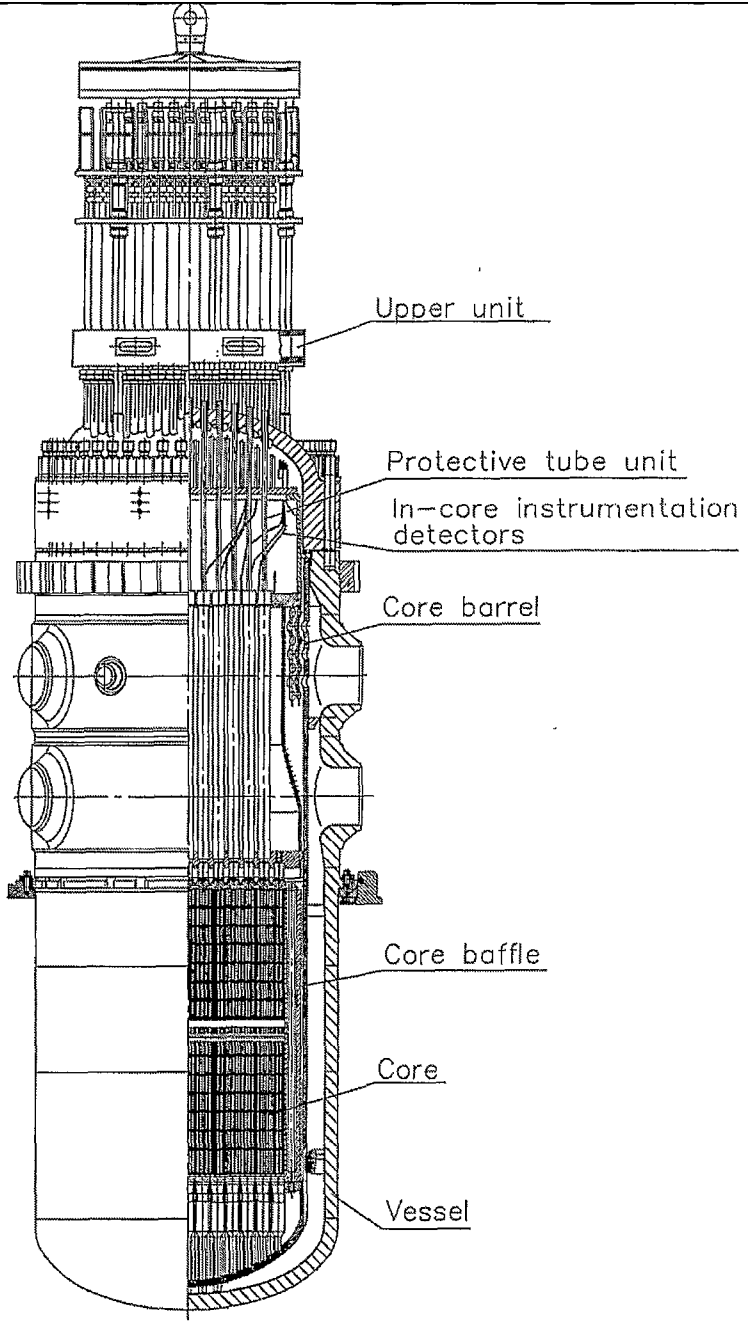
راکتور نوع VVER-1000 یک راکتور آب سبک است که آب تصفیه شده همراه با اسید بوریک به عنوان خنک‌کننده و کندکننده در آن به کار می‌رود.

سیال خنک‌کن از طریق نازل های ورودی وارد راکتور می‌شود، از فاصله‌ی حلقوی بین محفظه‌ی راکتور و محفظه‌ی پوششی قلب[1]، می‌گذرد، وارد محفظه‌ی پایینی[2] راکتور می‌شود و از طریق صفحه‌ی سوراخ دار[3] تحتانی وارد مجتمع‌های سوخت[4] نصب شده در قلب راکتور می‌شود، تحت تاثیر انرژی آزاد شده از شکافت هسته‌ای گرم شده، وارد محفظه‌ی بالایی[5] راکتور می‌شود و نهایتا از طریق نازل های خروجی از محفظه‌ی راکتور خارج می‌شود و به پایه‌ی داغ می‌ریزد.

شکل ۱-۲ طرح یک راکتور از نوع VVER-1000 را نشان می‌دهد.

---

[1] Barrel
[2] Lower plenum
[3] Perforated plate
[4] Fuel assembly
[5] Upper plenum



شکل ۱-۲: نمای کلی از یک راکتور نوع VVER-1000 [۴]

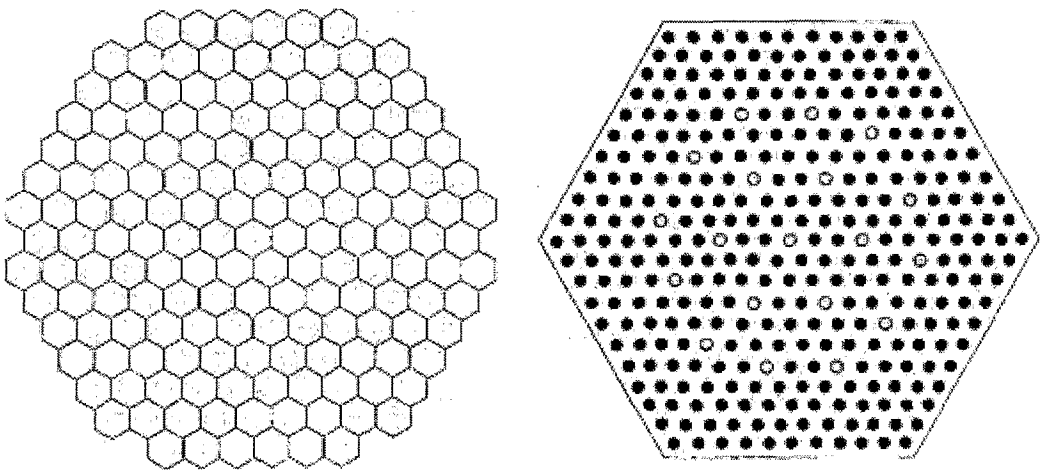
راکتور شامل اجزاء زیر است:

- قلب
- محفظه‌ی راکتور
- میله‌های کنترل و ادوات الکترومغناطیسی نگهدارنده‌ی آن‌ها
- ابزار اندازه‌گیری شار نوترون و دمای سیال

قلب راکتور VVER-1000 از ۱۶۳ مجتمع سوخت به شکل شش ضلعی تشکیل شده که این مجتمع‌ها نیز در یک آرایش شش ضلعی قرار گرفته‌اند. تعداد مجتمع‌های سوخت در داخل قلب به اندازه‌ی آنها و توان اسمی راکتور بستگی دارد. بیشترین اندازه‌ی مجتمع سوخت توسط الزامات ایمنی هسته‌ای تعیین می‌شود، به نحوی که احتمال ایجاد یک جرم بحرانی از بین برود و کمترین اندازه‌ی مجتمع سوخت به راندمان اقتصادی محدود می‌شود.

در قلب راکتور ۶۱ مجتمع سوخت حاوی میله‌های کنترل وجود دارند. میله‌های کنترل به ۱۰ گروه تقسیم می‌شوند. در گروه ۵ تنها نیمی از ارتفاع میله‌ی کنترل، جذب‌کننده‌ی نوترون است[1] و این گروه برای میرا کردن نوسانات زینان به کار می‌رود. در سایر گروه‌ها، تمام طول میله حاوی جذب‌کننده‌ی قوی نوترون است.

جزئیات بیشتر در خصوص میله‌های کنترل در بخش ۱-۳ آمده است. طرحی از مقطع قلب و مجتمع سوخت در شکل ۱-۳ نشان داده شده است.



شکل ۱-۳ : مقطع قلب (سمت چپ) و مجتمع سوخت (سمت راست) در راکتور VVER-1000 [۳]

مجتمع سوخت، شبکه‌ی منظمی از میله‌های سوخت است. در مکان‌های ویژه‌ای میله‌های سوخت با لوله‌های هادی جایگزین شده‌اند (۱۸ لوله). این لوله‌ها شامل آب، میله‌های کنترل

[1]Part-length control rods

و یا میله‌های جذب‌کننده[1] است. در ۹۱ مجتمع سوخت، لوله‌ی مرکزی حاوی ابزار اندازه‌گیری است.[۳]

۱-۲-۲ پمپ های گردشی اصلی[2]

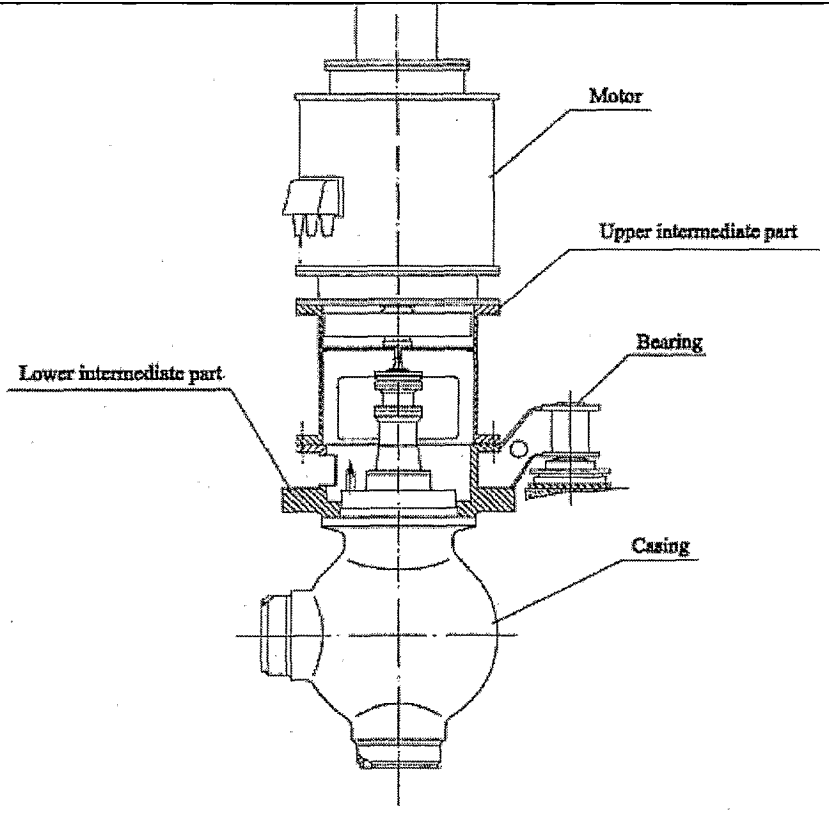
پمپ های گردشی اصلی، چهار پمپ گریز از مرکز عمودی‌اند که هر پمپ با یک موتور الکتریکی عمودی که توسط هوا خنک می‌شود حرکت می‌کند. کار این پمپ ها به گردش درآوردن سیال، داخل راکتور است. در صورت از دست رفتن قدرت موتور در شرایط حادثه، این پمپ ها تا مدت کوتاهی بعد از خاموشی و براساس منحنی خاموشی[3] پمپ، عمل خنک‌کاری قلب را انجام می‌دهند.پس از توقف کامل پمپ، گردش طبیعی سیال قلب را خنک می‌کند.

ساختمان این پمپ‌ها در شکل ۱-۴ نشان داده شده است.

برای عملکرد نرمال پمپ سیستم‌های جانبی زیر مورد نیاز است [۵]:

- سیستم روان‌کاری
- سیستم آب خنک‌کن برای خنک‌کاری آب‌بند پمپ[4]
- سیستم آب سرویس

[1] Burnable absorber
[2] Main circulation pump
[3] Coast-down
[4] Pump Seal



شکل۱-۴ : ساختمان پمپ اصلی نیروگاه [۶]

۱-۲-۳ سیستم جبران‌کننده‌ی فشار[1] مدار اول

این سیستم از اجزاء زیر تشکیل شده است:

- فشارنده
- تانک تخلیه[2]
- خطوط لوله‌ی تخلیه‌ی بخار با شیرهای ایمنی[3] و شیرهای تخلیه[4]
- خطوط لوله و شیرها جهت تخلیه‌ی مخلوط گاز و بخار از فشارنده
- خطوط پاشش آب
- گرم‌کن‌های الکتریکی

شماتیکی از سیستم در شکل۱-۵ نشان داده شده است.

این سیستم نقش‌های زیر را ایفا می‌کند:

- کنترل فشار مدار اول در شرایط پایدار و گذرا (توسط سیستم پاشش وگرمایش)

[1] Pressure compensation system
[2] Relief tank
[3] Safety valve
[4] Relief valve