



توسعه‌ی مدل معتبر MELCOR نیروگاه هسته‌ای IR-360 با استفاده از نرم‌افزار SNAP

عارف‌الدین زرنوشه فراهانی^۱، فرامرز یوسف‌پور*^{۲،۳}، محمد ره‌گشای^۱، سیدمحمسن حسینی^۴

۱. گروه مهندسی هسته‌ای، دانشگاه آزاد اسلامی، واحد علوم و تحقیقات تهران، صندوق پستی: ۷۷۵-۱۴۵۱۵، تهران - ایران

۲. شرکت مسنا، سازمان انرژی اتمی، کد پستی: ۱۴۳۹۹۵۱۱۱۳، تهران - ایران

۳. پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی، صندوق پستی: ۸۳۶-۱۴۳۹۵، تهران - ایران

۴. دانشکده علوم پایه، دانشگاه آزاد اسلامی، واحد تهران شرق، صندوق پستی: ۱۳۶-۱۸۷۳۵، تهران - ایران

چکیده: توسعه‌ی مدل ترموهیدرولیکی و معتبر حادثه‌ی شدید برای تحلیل رفتار پویای نیروگاه‌های هسته‌ای در طراحی، بهینه‌سازی و ارزیابی ایمنی این نیروگاه‌ها حائز اهمیت است. برای نیروگاه بومی در حال طراحی IR-360 نیز توسعه‌ی چنین مدلی، اولین گام در تحلیل ایمنی است. آنالیزهای ایمنی قطعی (DSA) بدون اعتبارسنجی مدل مورد نظر، قابل اعتماد نیست. در واقع لازم است صحت مدل توسعه یافته ارزیابی شود تا اطمینان لازم در خصوص اعتمادپذیر بودن آنالیزهای صورت گرفته تضمین شود. این پژوهش تلاش دارد تا مدل MELCOR معتبر برای نیروگاه IR-360 را توسعه دهد. به این منظور و برای کمیته کردن خطای کاربر، از نرم‌افزار آنالیز هسته‌ای SNAP استفاده شده است. با انتخاب گره‌بندی مناسب مسئله در ساختار این کد، پارامترهای کلیدی از جمله فشار و دمای سیال، دبی جرمی و مانند آن، در هر حجم کنترل و مسیر جریان در نیروگاه هسته‌ای بررسی شده است. هم‌چنین در این جا با مقایسه‌ی بین پارامترهای طراحی و مقادیر محاسبه شده، میزان خطای ناشی از مدل‌سازی به دست آمده است. انحراف و خطای محاسباتی کم‌تر از حدود تعیین شده در ضوابط و معیارهای قابل پذیرش آژانس بین‌المللی انرژی اتمی است، که نشان‌دهنده‌ی اعتبار و کیفیت مدل مورد نظر به منظور انجام تجزیه و تحلیل‌های بعدی است.

کلیدواژه‌ها: نیروگاه هسته‌ای تحت فشار، مدار اول، مدل‌سازی، کد MELCOR، نرم‌افزار SNAP، گره‌بندی

Development of a Qualified MELCOR Model for IR-360 NPP Using SNAP Software

A. Zarnoshe Farahani¹, F. Yousefpour*^{2,3}, M. RahGoshay¹, S.M. Hoseyni⁴

1. Department of Nuclear Engineering, Islamic Azad University, Science and Research Branch, P.O.Box: 14515-775, Tehran – Iran

2. Masna Company, AEOI, Postcode: 1439951113, Tehran – Iran

3. Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.Box: 14395-836, Tehran – Iran

4. Department of Basic Sciences, Islamic Azad University, East Tehran Branch, P.O. Box: 18735-136, Tehran – Iran

Abstract: Development of a qualified thermal-hydraulics and the severe accident model of nuclear power plants (NPPs) is of crucial importance in their design, optimization and safety evaluation. This is also the first step in the safety analysis of the IR-360 NPP for which its design is domestically in process. Without an approved and "qualified" model, deterministic safety analysis (DSA) results are not reliable. In fact, the quality of the developed model should be assessed to ensure the reliability of the analysis results. This study attempts to develop a qualified MELCOR model for the IR-360 nuclear power plant in the SNAP nuclear analysis software. By selecting the appropriate nodalization of the problem and their proper connections, the most important thermo-hydraulics parameters such as pressure and temperature of the fluid, mass flow rate, direction and magnitude of the flow in the primary loop, etc are calculated. A comparison is made between the design parameters and calculated values to obtain the deviation of the model values from the design data. The calculated deviations shown to be below the acceptable limits, specified by the DSA practice including the suggestions of the International Atomic Energy Agency (IAEA). This confirms the qualification of the developed model for the safety analysis of the plant in the next steps.

Keywords: Pressurized Nuclear Power Plant, Primary Loop, Modeling, MELCOR Code, SNAP Software, Nodalization

*email: fyousefpour@aeoi.org.ir



۱. مقدمه

دارد. کاربر می‌تواند نتایج محاسبات کد را از طریق انتخاب گره‌بندی و نیز گزینه‌های مدل‌سازی در ساختار کد تحت تأثیر قرار دهد که این موارد به صورت "آثار کاربر" و یا در مواردی که با اشتباه همراه است، "خطای کاربر" شناخته می‌شوند. مطالعات موردی روی ارزیابی آثار کاربر، به‌ویژه ارزیابی‌های قبل و بعد آزمایش مسائل استاندارد بین‌المللی^(۳)، اثر نافذ کاربر روی رفتار پیش‌بینی شده با کد برای سیستم موردنظر را به خوبی نشان می‌دهند [۳]. پراکنندگی کم‌تر نتایج کدها از طریق بهره‌بردن از کاربران باتجربه و بهترین تمارین^(۴) برای کاهش آثار کاربران امکان‌پذیر است [۴]. مرجع [۵] نمونه‌ای از بهترین تمارین کد MELCOR در پروژه‌ی SOARCA را گزارش می‌کند.

از آن‌جا که تمامی ۶ نوع تحلیل بالا برای نیروگاه بومی در حال طراحی IR-360 براساس الزامات نظام ایمنی هسته‌ای^(۵) (INRA) [۶] و آژانس بین‌المللی انرژی اتمی (IAEA) [۱] مورد نیاز است، بنابراین گسترش مدل ترموهیدرولیکی معتبر، اولین گام در تحلیل ایمنی است و نقشی حیاتی در فرایند طراحی و نیز صدور پروانه‌ی نیروگاه دارد. در فرایند تحلیل ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای، بیش‌ترین زمان و انرژی تیم کارشناسی باید صرف توسعه‌ی مدلی معتبر از نیروگاه شود. در عمل نیز توسعه‌ی مدل حالت پایا زمان‌برترین قسمت کار و نیازمند صرف نفر ساعت بالاتری (در قالب کار گروهی) در مقایسه با آنالیز حوادث برای نیروگاه است. در چنین ساختاری، نیاز به اعتبارسنجی مدل توسعه‌یافته به منظور کسب اطمینان از قابل اعتماد بودن نتایج آنالیزهای صورت گرفته در مراحل بعد ضروری است. هدف اصلی این مقاله، ارائه‌ی روشی سامان‌یافته برای انجام این مهم و فراهم آوردن زیرساخت لازم برای انجام تحلیل‌های ایمنی اشاره شده در بالا است.

در این مقاله پس از بیان روش کار، به معرفی اجزای اصلی مدار اولیه‌ی نیروگاه مربوطه، پرداخته شده است. در ادامه نیز مدل‌سازی نیروگاه هسته‌ای IR-360 در حالت پایا به کمک کد MELCOR تشریح شده است. در نهایت، نتایج محاسباتی حاصل برای پارامترهای ترموهیدرولیکی مهم سیستم، گزارش و تحلیل خواهد شد. مقایسه‌ی نتایج مدل با مدارک طراحی نیروگاه در گام بعدی و به منظور اعتبارسنجی مدل توسعه‌یافته انجام شده است.

به منظور بهره‌برداری و استفاده‌ی پایدار از انرژی هسته‌ای کسب اطمینان از ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای به علت دارا بودن خطرات بالقوه‌ی زیست‌محیطی و انسانی، اهمیت دارد. از دیدگاه فلسفی، چنین اطمینانی با در نظر گرفتن "اصول دفاع در عمق" در طراحی و بهره‌برداری نیروگاه‌ها میسر می‌شود. از دیدگاه عملی اما روش‌های تحلیل قطعی و احتمالاتی ایمنی باید نشان دهند که سطح ایمنی نیروگاه با استفاده از تدابیر سختگیرانه‌ی مهندسی در حد قابل قبول و برآورده‌کننده‌ی الزامات مرتبط با نظارت و قانون‌گذاری هسته‌ای و اصول دفاع در عمق است. به ویژه آنالیز ایمنی قطعی نیروگاه‌ها در موارد زیر کاربرد دارد و ابزار لازم برای دستیابی به اهداف ایمنی را فراهم می‌کند:

- ۱) بهبود طراحی،
 - ۲) آنالیزهای مورد نیاز واحدهای قانونی برای صدور پروانه،
 - ۳) اعتبارسنجی فرایندهای کاربری اضطراری^(۱)،
 - ۴) تحلیل پشتیبان مطالعات احتمالاتی ایمنی (تحلیل معیار موفقیت)،
 - ۵) پشتیبانی از مدیریت حوادث نیروگاهی،
 - ۶) رخدادهای عملیاتی در نیروگاه.
- مهم‌ترین گام در انجام هر یک از این تحلیل‌ها این است که در ابتدا مدل موردنیاز برای این منظور در حالت پایا گسترش یابد. هر چند که حوادث در حالت گذرا بررسی می‌شوند، اما به منظور اطمینان از اعتبار محاسبات در حالت گذرا، ابتدا مدل توسعه یافته باید شرایط نرمال کارکرد سیستم نیروگاهی را به درستی پیش‌بینی کند. به عبارت دیگر آنالیز ایمنی در همه‌ی موارد بالا، مستلزم گسترش مدلی معتبر برای نیروگاه مورد نظر است، چرا که آنالیز ایمنی قطعی^(۲) (DSA) بدون اعتبارسنجی مدل در حالت پایا، قابل اعتماد نیست [۱].

کدهای سیستمی تحلیل ایمنی (از جمله RELAP و MELCOR) کدهایی با ساختار پیچیده‌اند که بازه‌ی وسیعی از پدیده‌ها را پوشش می‌دهند. اغلب این کدها از مفهوم "گره‌بندی آزاد" در مدل‌سازی پیروی می‌کنند [۲] به این معنی که کاربران کد لازم است تا یک نمودار گره‌بندی با جزئیات از مدل نیروگاه بسازند و تمامی سیستم‌های نیروگاه را در چارچوب یک شبکه‌ی یک‌بعدی ترموهیدرولیک شبیه‌سازی کنند. در واقع، توسعه‌ی گره‌بندی، حاصل فرایندی چالش برانگیز است که نیازمند دانش کافی از نیروگاه و اجزای آن و نیز ساختار کد به کار گرفته شده



۱.۱ مروری بر پیشینه‌ی پژوهش

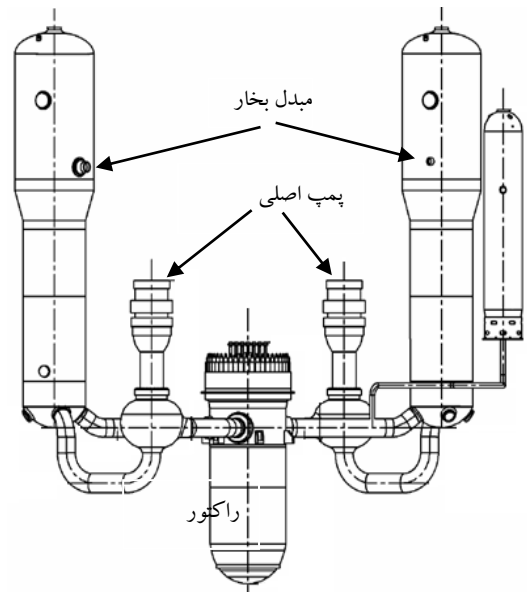
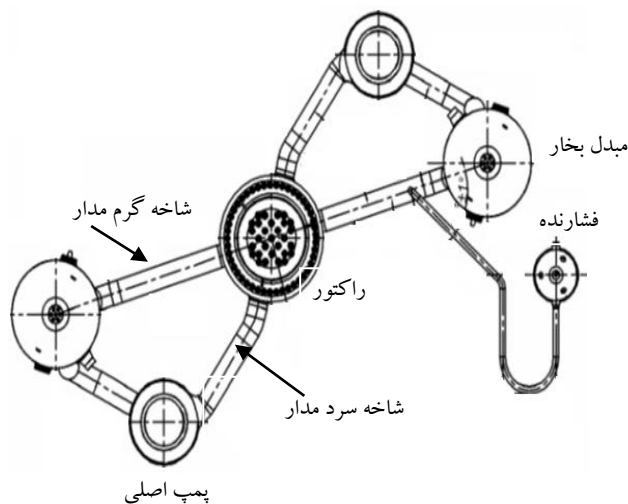
مدل معتبر نیروگاه بوشهر بهره‌برداری شده است. مسئله‌ی اصلی در استفاده از این تکنیک، وجود داده‌های تجربی از تجهیز آزمایشی شبیه‌ساز نیروگاه است و در صورت نبود چنین اطلاعاتی، این تکنیک قابل استفاده نخواهد بود. مقاله‌ی حاضر، با تشریح روشی سامان‌یافته و با بهره‌جستن از نرم‌افزار SNAP در راستای کاهش خطای کاربر، به توسعه‌ی مدل MELCOR معتبر برای نیروگاه IR-360 می‌پردازد. هر چند این مرحله از مدل‌سازی بسیار مهم و اثرگذار است، اما عموماً در پژوهش‌های دانشگاهی و حتی گاهی در کاربردهای صنعتی به حد کافی به آن پرداخته نمی‌شود.

۲.۱ معرفی نیروگاه IR-360

راکتور نیروگاه مورد نظر این پژوهش (نیروگاه IR-360)، از نوع تحت فشار با خنک‌کننده‌ی آب سبک^(۹) (PWR) است که متشکل از دو مدار است. توان حرارتی این نیروگاه 1130 MW_{th} و توان الکتریکی آن 360 MW_e است. حرارت تولیدی در راکتور با دو حلقه‌ی مدار اولیه که در حالت مادون‌سرد^(۱۰) قرار دارند، برداشت شده و در مولدهای بخار^(۱۱) که از نوع عمودی‌اند، به مدار ثانویه منتقل شده و سیال ثانویه را تبخیر می‌کند [۲۰]. شکل ۱، اجزای اصلی مدار اولیه را نشان می‌دهد. سیستم خنک‌کننده‌ی راکتور، از دو مدار انتقال حرارت مشابه تشکیل شده است که به صورت موازی به راکتور متصل شده‌اند. هر شاخه دارای یک پمپ خنک‌کننده‌ی اصلی، یک مبدل بخار و لوله‌های ارتباطی بین آنها است. به علاوه، این سیستم شامل یک فشارنده است که به شاخه‌ی گرم یکی از مدارها متصل شده است. تمامی تجهیزات کنترلی و نیز لوله‌های مدار اول در داخل محفظه‌ی ایمنی راکتور قرار دارند. در واقع، خنک‌کننده‌ی اصلی نیروگاه، سیستمی بسته است که برای انتقال حرارت قلب راکتور به مبدل‌های حرارتی به منظور تولید توان طراحی شده است. در زمان بهره‌برداری نیروگاه، حرارت منتقل شده در سیستم خنک‌کننده‌ی اصلی راکتور برای تولید بخار مورد نیاز توربین استفاده می‌شود.

در چارچوب آنالیز ایمنی قطعی، به منظور دستیابی به یک روش مناسب برای اعتبارسنجی گره‌بندی کدها و آنالیز حوادث هسته‌ای، پژوهش‌های فراوانی انجام شده است [۲، ۴، ۷]. از جمله ساختارهای ارائه شده به منظور توسعه‌ی مدل دارای صلاحیت می‌توان به گزارش ایمنی آژانس بین‌المللی انرژی اتمی [۸] در سال ۲۰۰۲ اشاره نمود. نهاد ناظر بر انرژی هسته‌ای سوئد^(۶) به نام (SKI) در دو گزارش، نحوه‌ی توسعه‌ی مدل MELCOR راکتور تحت فشار Ringhals در حالت پایا [۹] و نیز جزئیات مدل حالت پایای MELCOR برای راکتور آب جوشان Oskarshamn را منتشر کرده است [۱۰]. هم‌چنین، از جمله تحلیل‌های اعتبارسنجی گره‌بندی مدل در حالت گذرا می‌توان به گزارش‌های مرجع [۱۱، ۱۲] اشاره کرد. در ادامه‌ی این پژوهش‌ها در سال ۲۰۱۴ رویه‌ای برای تولید مدل با کیفیت و حجم‌بندی حائز صلاحیت ارائه شد [۱۳].

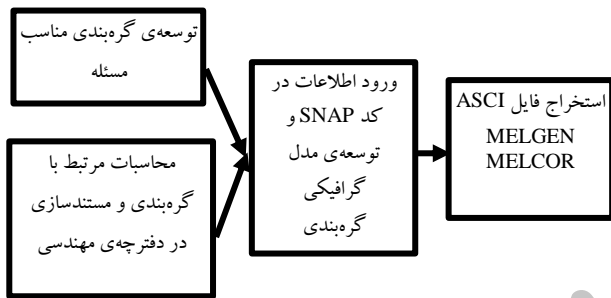
از جمله مواردی که پس از حادثه‌ی فوکوشیما در مارس ۲۰۱۱ به آن توجه بیش‌تری شد، مدل‌سازی این حادثه با کدهای حوادث شدید هسته‌ای نظیر MELCOR است. در گزارش آزمایشگاه ملی سندیا، مدل نسخه ۱،۸،۶ [۱۴] و در گزارش VTT مدل نسخه ۲،۱ حادثه در این نیروگاه [۱۵] به تفصیل شرح داده شده‌اند. پروژه‌ی در حال انجام "تحلیل عواقب راکتور با جدیدترین تکنولوژی (SOARCA)^(۷)" نیز که US-NRC [۱۶] آن را به صورت فرایند به‌روزرسانی NUREG-1150 [۱۷] هدایت می‌کند، مثال بسیار خوبی از اهمیت توسعه‌ی مدل معتبر در سال‌های اخیر است. جلد اول مرجع NUREG 7110 [۱۸] به تشریح مدل MELCOR نیروگاه Peach Bottom برای یک راکتور جوشان نوعی می‌پردازد و جلد دوم آن همین مورد را برای نیروگاه SURRY برای یک راکتور تحت فشار نوعی شرح می‌دهد. در مرجع [۱۹] روشی مبتنی بر تبدیل فوریه‌ی سریع^(۸) برای ارزیابی کیفی گره‌بندی پیشنهاد شده است. کاربرد این روش با استفاده از تکنیک سیگنال آینه‌ای، اخیراً برای محاسبات MELCOR بر روی تجهیز آزمایشگاهی PSB صورت گرفته [۱۲]، و از محاسبات انجام شده برای توسعه‌ی



شکل ۱. نمایی از مدار اولیه‌ی نیروگاه هسته‌ای IR-360 و نحوه‌ی ارتباط اجزای اصلی آن [۲۱].

۲. روش کار

همان‌طور که قبلاً اشاره شد، آثار کاربر در فرایند مدل‌سازی کدهای سیستمی ارزنده است، چرا که ساختار کدها پیچیده‌اند و فراهم کردن فایل ورودی در قالب فایل متنی و با فرمت ASCII، امکان اشتباه در وارد کردن اطلاعات را بالا می‌برد. به علاوه، چنان که در بخش ۱.۲ توضیح داده خواهد شد، فرایند توسعه‌ی مدل به ناچار نیازمند پیروی از رویه‌های کنترل کیفی در تمامی مراحل از جمله گردآوری داده‌ها، توسعه‌ی دفترچه‌ی مهندسی برای ثبت محاسبات مورد نیاز براساس گره‌بندی و نیز مرور موشکافانه‌ی مدل توسعه‌یافته‌ی تیم‌های مستقل است. در این پژوهش، از قابلیت‌های کد SNAP که ساختاری گرافیکی در اختیار کاربر قرار می‌دهد تا با کم‌ترین خطای ممکن، به توسعه‌ی مدل نیروگاه پردازد استفاده شده است. سپس مدل توسعه یافته در این قالب، به فرمت ASCII قابل پذیرش در ساختار کد MELCOR انتقال می‌یابد. در واقع، در قالب نرم‌افزار SNAP، مدل نیروگاه توسعه می‌یابد و سپس کد MELCOR محاسبات مربوط به مدل توسعه‌یافته را انجام می‌دهد. چگونگی انجام این کار و ارتباط بین ابزارهای اشاره شده در شکل ۲ به صورت طرح‌وار آمده است.



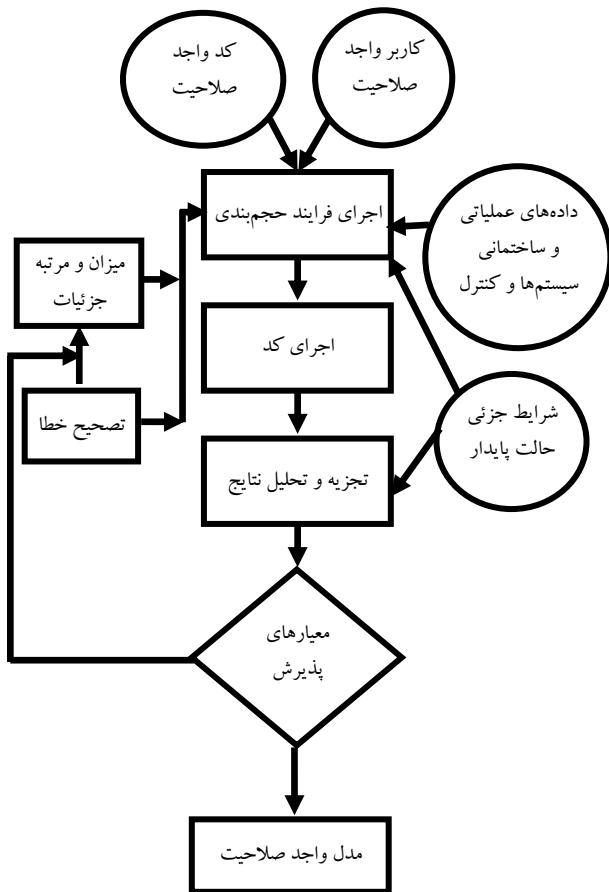
شکل ۲. ارتباط بین SNAP و MELCOR در فرایند توسعه‌ی مدل.

۱.۲ فرایند توسعه‌ی مدل استاندارد

در این بخش پس از معرفی فرایند توسعه‌ی مدل استاندارد و نحوه‌ی ایجاد یک مدل معتبر، چگونگی شبیه‌سازی هر یک از بخش‌های نیروگاه و مدل‌های استفاده شده در فرایند شبیه‌سازی آنها به تفصیل بیان شده است.

مدل‌سازی در کدهای پیچیده هم‌چون MELCOR نیازمند دقت بالا است، چرا که آثار کاربر در نتایج محاسباتی بسیار مؤثر است. پیچیدگی کدها، پیروی از روش‌ها و خط‌مشی‌های تضمین کیفیت را لازم می‌دارد [۸]. مراحل توسعه‌ی مدل از گام‌های زیر تشکیل می‌شوند:

- ۱) جمع‌آوری داده‌ی خام از مراجع و مدارک طراحی نیروگاه
- ۲) توسعه‌ی گره‌بندی مناسب با استفاده از ملاحظات کد و تجارب قبلی مدل‌سازی



شکل ۳. رویه‌ای مناسب برای تأیید اعتبار و کیفیت گره‌بندی.

نهادهای بین‌المللی معتبر انجام می‌گیرد. از طرفی فرایند تصدیق کد که از وظایف کاربر کد است. به این مفهوم است که باید اطمینان کافی کسب شود که نسخه‌ی در دست همان نسخه‌ای است که مورد تأیید توسعه‌دهنده‌ی آن است. برای این کار لازم است که عملکرد کد با اجرای مسائل استاندارد، بررسی خروجی محاسباتی آنها و مقایسه با خروجی استاندارد تأمین می‌شود. فرایند تصدیق کد به کار رفته (MELCOR) قبلاً در شرکت سورنا با تحلیل روی ماتریس تستی متشکل از ۲۰ آزمایش تأیید، و گزارش جامعی از این بررسی تفصیلی تهیه شده است [۲۲]. شایان ذکر است که اجرای رویه‌ی شکل ۳ با استفاده از داده‌های طراحی نیروگاه در حالت پایدار، انجام می‌گیرد. نتایج حاصل از محاسبات کد MELCOR برای مدل توسعه‌یافته در قدم بعد تجزیه و تحلیل می‌شوند. در واقع با مقایسه‌ی نتایج محاسباتی مدل با مقادیر طراحی، میزان خطای ناشی از مدل‌سازی به دست می‌آید. مدل معتبر مدلی است که میزان خطای محاسباتی آن کم‌تر از خطای قابل قبول باشد. اگر مدل، معیارهای قابل قبول را

۳) نگارش کتاب راهنمای مهندسی با محاسبه بر روی داده‌های خام و استخراج داده‌ی مناسب برای گره‌بندی توسعه‌یافته
۴) فرایند تصدیق و بازبینی مدل

البته چنین فرایندی نیازمند کار گروهی و بسیار زمانبر است. علاوه بر این، گروه‌های مستقل از گروه توسعه‌دهنده‌ی مدل باید تمامی مراحل اشاره شده را داوری، تصدیق و بازبینی کنند. به منظور دست‌یابی به مدل قابل اطمینان، از فرایند تصدیق و بازبینی فایل ورودی مدل مسئله، تحت عنوان «V&V»^(۱۲)، توصیه شده در منابع علمی [۵، ۸] بهره گرفته شده است. این فرایند براساس بازبینی داده‌های ورودی و کد برای اطمینان از صحت داده‌های ورودی و نیز بررسی و تصدیق نتایج مدل انجام می‌گیرد. از این‌رو، به منظور ایجاد مدل معتبر برای نیروگاه IR-360 با استفاده از کد MELCOR، رویه‌ی شکل ۳ توصیه می‌شود؛ بر این اساس به منظور اطمینان از گره‌بندی، الزامات زیر باید برآورده شوند:

۱) گره‌بندی باید با نیروگاه موردنظر، از نظر هندسی مطابقت داشته باشد.

۲) گره‌بندی باید شرایط حالت پایای اندازه‌گیری شده به صورت تفصیلی را باز تولید کند. در واقع در حالت پایدار، پارامترهای عملیاتی سیستم شبیه‌سازی شده، باید خطای قابل قبول داشته باشد.

۳) گره‌بندی باید رفتاری رضایت‌بخش^(۱۳) از شرایط وابسته به زمان را فراهم کند.

با توجه به شکل ۳، پس از اطمینان از اعتبار و صحت کد مورد نظر، یک کاربر واجد صلاحیت فرایند گره‌بندی مدل نیروگاه را انجام می‌دهد. منظور از کاربر واجد صلاحیت، کاربری است که شناخت کافی از پدیده‌های ترموهیدرولیک، حوادث شدید و نیز ساختار کد مورد استفاده داشته، و در به‌کارگیری کد مجرب باشد. تعریف دقیق دامنه‌ی کاربرد مدل و هدف از مدل‌سازی بسیار تعیین‌کننده است و بر این اساس داده‌های خام و نیز فراوری شده (در کتاب راهنمای مهندسی) به کار گرفته می‌شوند. لازم به توضیح است که کدهای مورد استفاده برای تحلیل ایمنی قبلاً باید تصدیق و بازبینی^(۱۴) شده باشند، اما فرایند بازبینی از طریق توسعه‌دهنده‌ی کد (در این جا و در مورد کد MELCOR آزمایشگاه ملی سندیا)، و با همکاری

دانکامر، پلنوم پایین تر و پلنوم فوقانی‌اند. این حجم کنترل‌ها با ۱۱ مسیر جریان به یک‌دیگر متصل شده‌اند تا جریان بین حجم کنترل‌های مختلف را برقرار کنند.

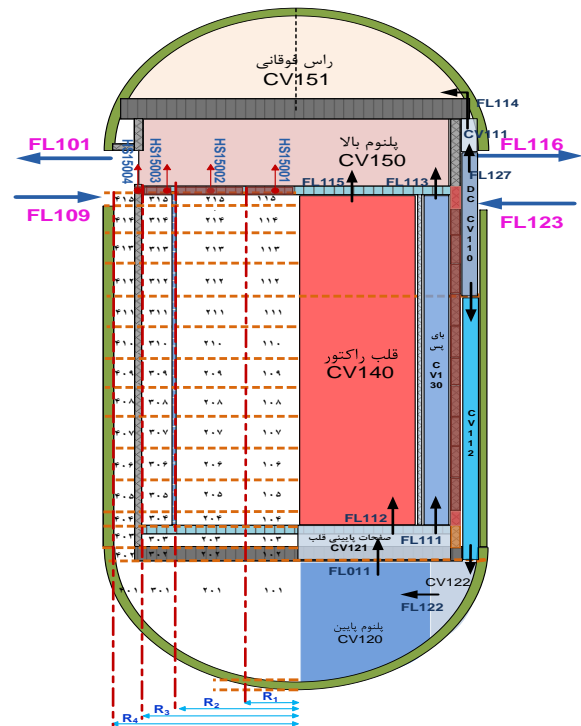
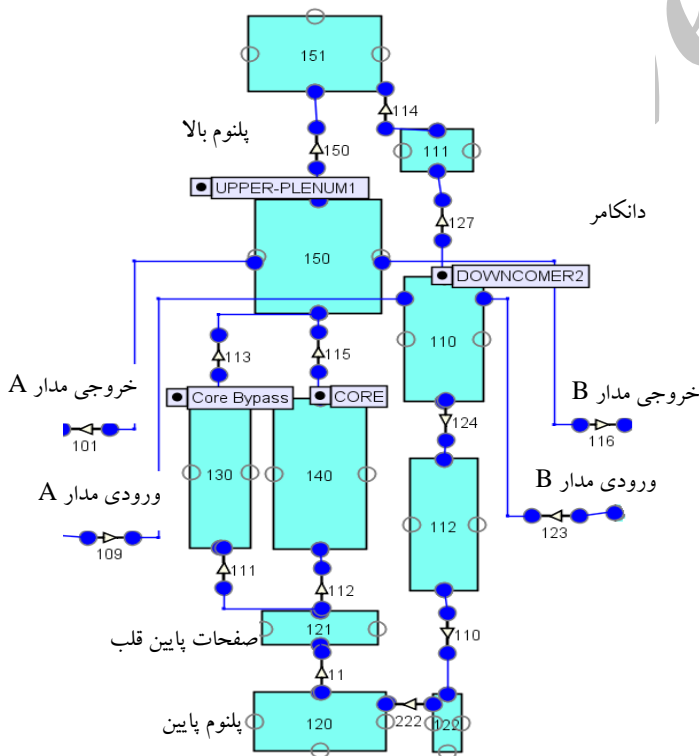
برآورده نکند، اجرای فرایند حجم‌بندی تکرار خواهد شد. به عبارتی دیگر روند بررسی مجدد مدل و تصحیح اشتباه در فرایند مدل‌سازی و یا ایجاد مدلی با جزئیات بیشتر، تا برآورده شدن تمامی معیارهای قابل قبول، ادامه می‌یابد.

جدول ۱. مشخصات اصلی قلب راکتور IR-360 و مؤلفه‌های آن [۲۱]

مقادیر	پارامترها و مؤلفه‌ها
۱۱۳۰٫۰	قدرت حرارتی راکتور (MW_{TH})
۱۵٫۴۱	فشار اولیه (MPa)
۶۹۴۰٫۰	دبی جریان خنک‌کننده (Kg/s)
۲۸۳٫۸	دمای ورودی خنک‌کننده ($^{\circ}C$)
۳۱۳٫۶	دمای خروجی خنک‌کننده ($^{\circ}C$)
۱۲۱	تعداد مجتمع‌های سوخت
۳۰۴۸	طول فعال سوخت (mm)
۱۹٫۸۲	گام بین مجتمع سوخت (cm)
۱۴*۱۴	آرایش میله‌های سوخت
۱۷۹	تعداد میله‌های سوخت در هر مجتمع
UO ₂ / Zircolay-4	ماده‌ی غلاف و قرص‌های سوخت

۲.۲.۲ مدل‌سازی قلب و دیگ فشار راکتور

دیگ فشار راکتور که به صورت یک محفظه‌ی تحت فشار است، وظیفه‌ی نگه‌داری و حفظ ساختار قلب راکتور را برعهده دارد. مشخصات کلی قلب راکتور در جدول ۱ ارائه شده است. دیگ فشار راکتور جریان خنک‌کننده‌ی راکتور را به سمت قلب هدایت می‌کند و حجمی از خنک‌کننده را پیرامون قلب راکتور فراهم می‌آورد. به منظور مدل‌سازی هیدرودینامیک دیگ فشار راکتور، از بسته‌های حجم کنترل (CVH) برای تعریف احجام هیدرولیکی و مسیر جریان (بسته‌ی FL) برای برقراری ارتباط جریان بین آنها در ساختار کد استفاده شده است [۲۳]. در شکل ۴، حجم‌بندی بسته‌های CVH و COR نمایش داده شده است. تعداد ۹ حجم کنترل برای مدل‌سازی هیدرولیک‌های دیگ فشار راکتور در نظر گرفته شده است که شامل قلب، بای‌پس قلب،



شکل ۴. حجم کنترل‌ها و مسیرهای جریان دیگ فشار راکتور IR-360 با استفاده از نرم‌افزار SNAP (تصویر سمت چپ)، نحوه‌ی چیدمان ساختارهای حرارتی و سلول‌ها در شبکه‌ی قلب کد MELCOR (تصویر سمت راست).



حجم‌بندی مناسب است. در مدل‌سازی این تجهیز، کلیه‌ی خواص ترموهیدرولیکی برای حجم‌های ایجاد شده به صورت ورودی به کد MELCOR 1.8.6 معرفی می‌شوند. ارتباط حرارتی بین سیال مدار اول و آب مدار دوم با ساختارهای گرمایی^(۱۹) تعریف می‌شود. به منظور مدل‌سازی مدار اول مولد بخار مطابق شکل ۵ از دو حجم کنترل^(۲۰) برای نازل‌های ورودی و خروجی و نیز چهار حجم کنترل برای دسته لوله‌های مدار اولیه با سطح مقطع‌های یکسان و حجم و ارتفاع‌های متفاوت، استفاده شده است. سطح مقطع هر حجم کنترل برای دسته لوله‌ها، برابر با مجموع سطح مقطع‌های تعداد لوله‌های قرار گرفته در آن حجم کنترل است.

ناحیه‌ی ثانویه که وظیفه‌ی برداشت حرارت را برعهده دارد، متشکل از سه حجم کنترل دانکامر، بویلر و جداکننده-خشک کن است. اتصال هیدرولیک مسیر جریان در حجم‌های کنترل از مسیرهای جریان^(۲۱) (FL) مدل شده است. مسیر جریان بین حجم کنترل جداکننده-خشک کن و دانکامر که با FL216 در شکل ۵-ب نمایش داده شده است، وظیفه‌ی انتقال سیال برگشتی از جداکننده‌ی بخار، مدل کردن گردش طبیعی آب در داخل بخش پوسته‌ای مولد بخار را برعهده دارد.

۴.۲.۲ مدل‌سازی فشارنده^(۲۲) با استفاده از MELCOR

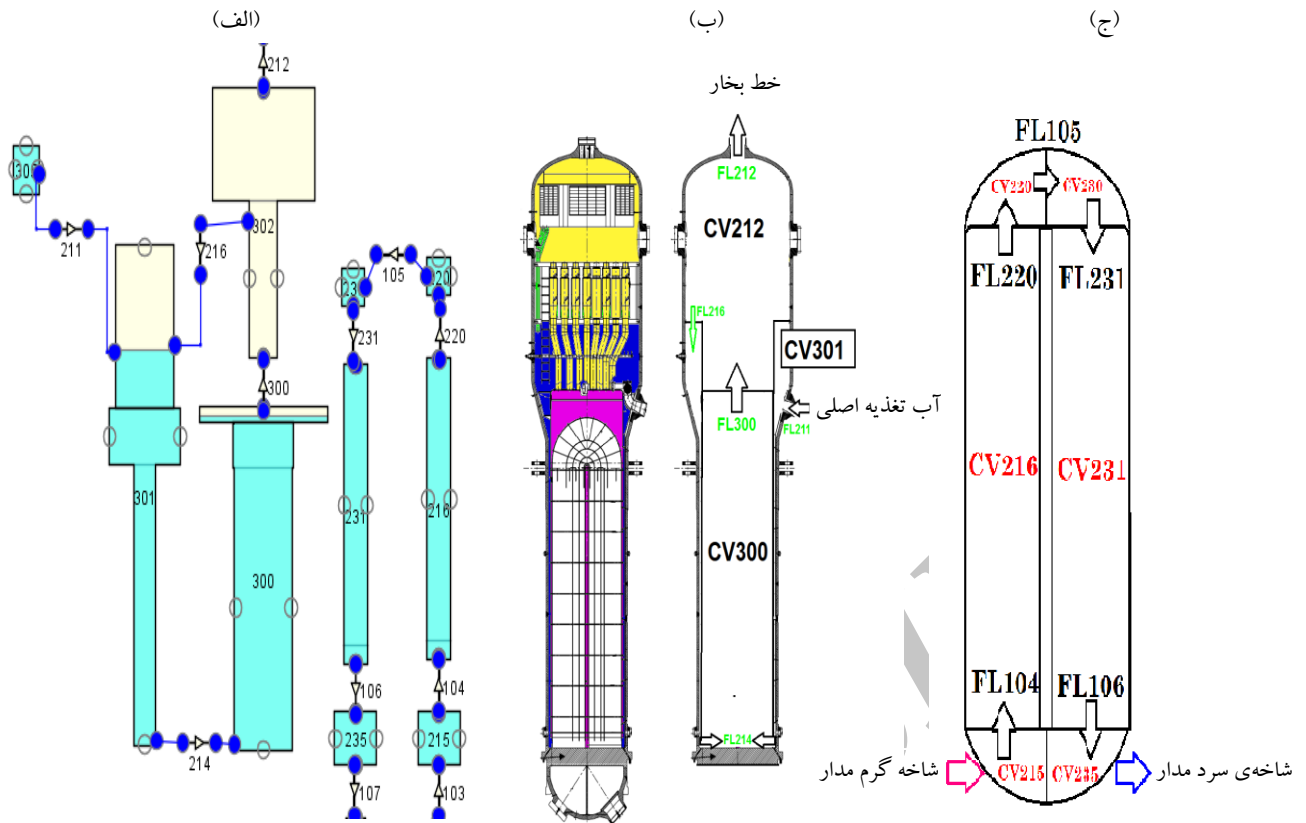
فشارنده، سیستمی است که تنظیم فشار مدار اول را برعهده دارد [۱۹]. به منظور مدل‌سازی این سیستم، مطابق شکل ۶ دو حجم کنترل جداگانه در نظر گرفته شده است. یکی از آنها بیان‌کننده‌ی خط لوله‌ی اتصالی بین شاخه‌ی گرم و فشارنده‌ی موسوم به «خط نوسان جریان^(۲۳)»، و دیگری مربوط به خود فشارنده است. این دو حجم کنترل به وسیله‌ی یک مسیر جریان به هم مرتبط شده‌اند. به منظور مدل‌سازی گرمکن‌های فشارنده، از عملگرهای کنترلی^(۲۴) و به منظور مدل‌سازی شیرهای تخلیه‌ی فشار و ایمنی از کارت FLnnnVk موجود در بسته‌ی مسیر جریان استفاده شده است.

بسته‌ی قلب (COR) کد MELCOR، پاسخ حرارتی ساختارهای قلب و پلنوم تحتانی^(۱۵) و ساختارهای داخلی هر یک از آنها را محاسبه می‌کند.

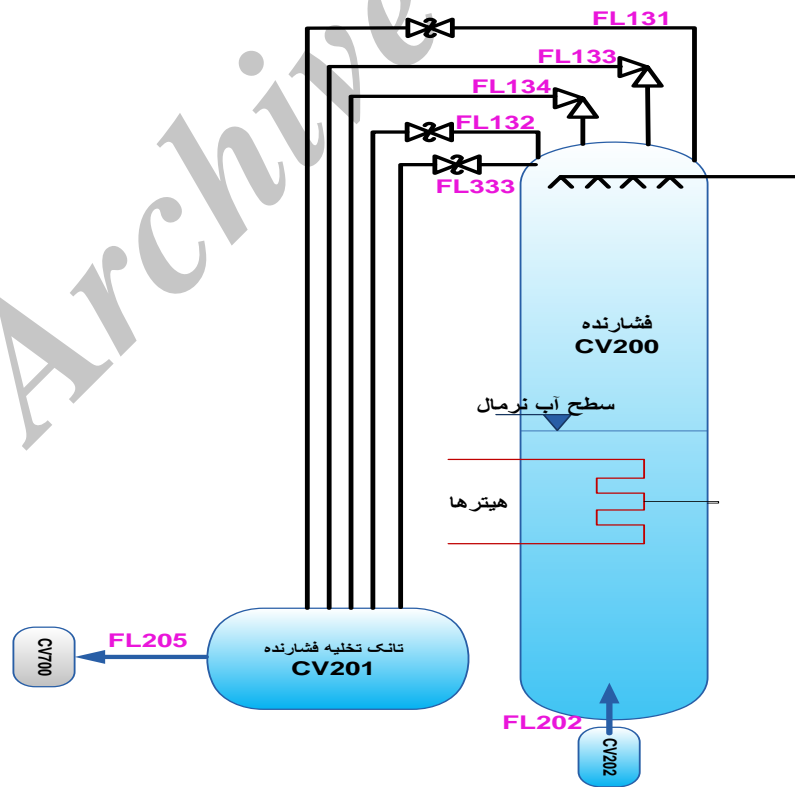
در مدل‌سازی بسته‌ی قلب، طول فعال سوخت که انرژی گرمایی در آنها تولید می‌شود $3,048\text{ m}$ است که به 12 سطح محوری با طول یکسان تقسیم شده است به شیوه‌ای که هر یک از گره‌های محوری شامل میله‌های سوخت در این ناحیه و یک شبکه‌ی نگه‌دارنده‌ی سوخت باشد. این در حالی است که مؤلفه‌های غیرفعال که حرارتی در آنها تولید نمی‌شود، به طور کلی شامل پلنوم تحتانی و سازه‌های نگه‌دارنده قلب است، به سه سطح محوری تقسیم شده است. همان‌طور که در شکل مشخص شده است، برای صفحه‌ی پایینی قلب، صفحه‌ی نگه‌دارنده‌ی قلب و نیز قسمت پلنوم پایینی هر کدام یک گره محوری در نظر گرفته شده است. قسمت پایینی دیگ فشارراکتور در واقع بیش‌تر حاوی آب است و نیز بخشی از سازه‌های نگه‌دارنده را شامل می‌شود. بنابراین طبق مدل‌های موجود در کتابچه‌ی کد [۲۳]، تنها یک گره‌ی محوری برای آن کفایت خواهد کرد. کل قلب به طور شعاعی به چهار حلقه‌ی شعاعی تقسیم شده است که دو مورد مرکزی، درون خود قلب واقع شده است، حلقه‌ی بعدی دربرگیرنده‌ی بای‌پس قلب و حلقه‌ی بیرونی شامل دانکامر است. حلقه‌ی داخلی قلب برای مجتمع‌های داغ سوخت و حلقه‌ی بیرونی برای مدل‌سازی میانگین مجتمع‌های سوختی در نظر گرفته شده‌اند. در واقع تعداد ۲۴ مجتمع سوخت داغ^(۱۶) درون حلقه‌ی (رینگ) اول، و ۹۷ مجتمع سوخت درون حلقه‌ی دوم واقع شده‌اند. به طور کلی ۶۰ سلول در مدل‌سازی بسته‌ی قلب وجود دارد که از این تعداد، ۲۴ سلول در ناحیه فعال قلب یا به عبارتی ناحیه‌ی مربوط به سوخت‌ها واقع شده‌اند. داده‌ی ورودی برای هر سلول، مشخصات آن سلول است و شامل جرم سوخت، جرم غلاف، جرم ساختارهای نگه‌دارنده قلب می‌شود.

۳.۲.۲ مدل‌سازی مولدهای بخار^(۱۷)

مولد بخار این نیروگاه از نوع عمودی است و در آنها دسته لوله‌هایی به فرم (U) به منظور انتقال توان حرارتی مدار اولیه به بخش پوسته‌ای^(۱۸) مولد بخار به میزان 565 MW_{th} طراحی شده است [۲۴]. اولین مرحله در مدل‌سازی مولد بخار، ایجاد یک



شکل ۵. گره‌بندی مولد بخار: الف) مدل گرافیکی SNAP، ب) ناحیه‌ی مدار ثانویه و ج) ناحیه‌ی مدار اولیه.



شکل ۶. حجم‌بندی فشارنده و تانک تخلیه‌ی فشارنده در فضای SNAP.



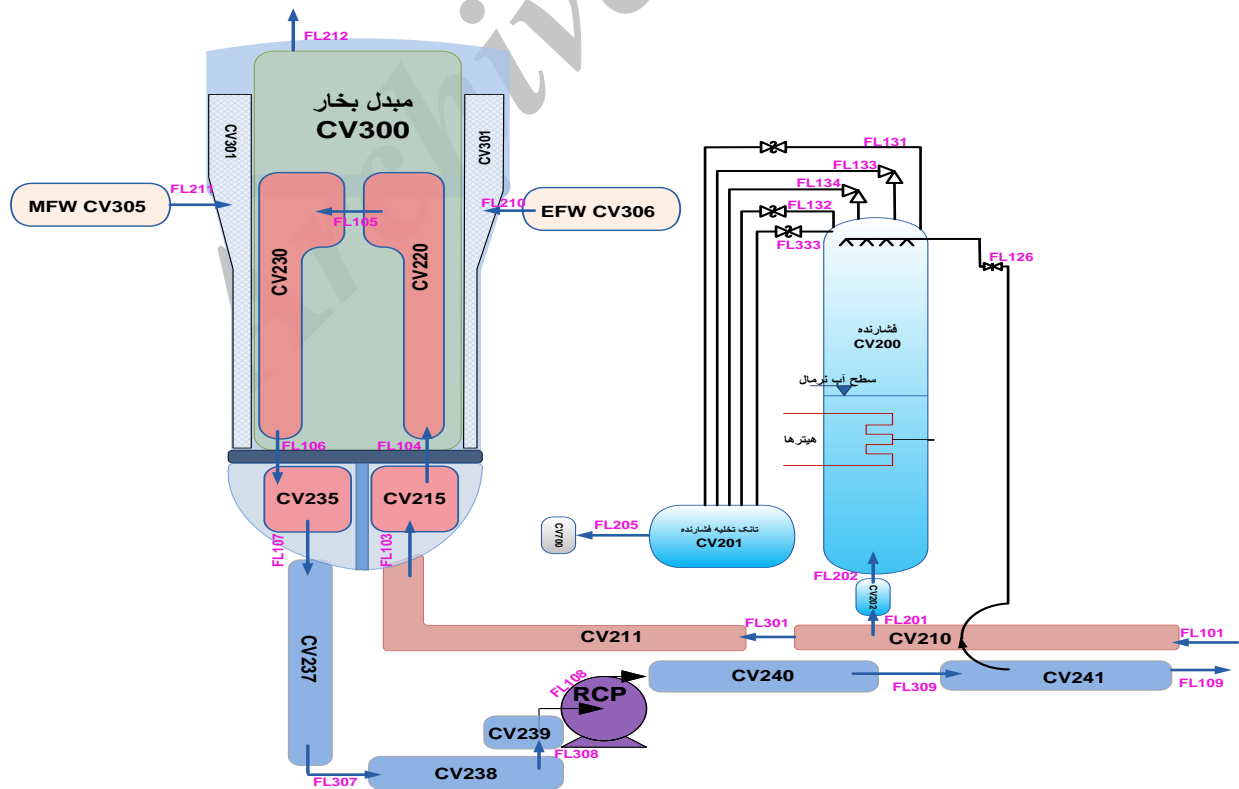
جریان به یک‌دیگر متصل شده‌اند [۲۱]. به طور کلی نحوه‌ی گره‌بندی سیستم خنک‌کننده‌ی راکتور در شکل ۷ نشان داده شده است.

مدل‌سازی پمپ خنک‌کننده راکتور که مشخصات اصلی آن در جدول ۲ ارائه شده است، از طریق بسته‌ی مسیر جریان و با مدل "QUICK-CF" [۲۳] برای جریان افقی، شبیه‌سازی شده است.

جدول ۲. مشخصات اصلی پمپ خنک‌کننده راکتور [۲۴].

مقدار	کمیت
۴٫۵۸	دبی جریان طراحی (m ³ /s)
۳۴۳٫۴	دمای طراحی واحد (°C)
۳٫۷۵	اختلاف فشار برحسب طول (m)
۰٫۷۸	اندازه‌ی خط لوله‌ی تخلیه (m)
۰٫۶۹	اندازه‌ی خط لوله‌ی مکش (m)
۱۵۲٫۳	حداکثر فشار مکش پمپ (barg)
۱۵۶٫۹	فشار تخلیه پمپ (barg)

۵.۲.۲ مدل‌سازی سیستم خنک‌کننده‌ی اصلی با استفاده از MELCOR
مدل‌سازی اولیه‌ی سیستم خنک‌کننده‌ی اصلی با استناد به گره‌بندی MELCOR موجود از نیروگاه مرجع (نیروگاه BEZNAU)، گزارش شده در مرجع [۲۵]، گسترش یافته است. گره‌بندی نهایی براساس مشخصات نیروگاه IR-360 انجام شده است و تلاش شده است تقسیم‌بندی اجزای این سیستم به گونه‌ای باشد که حجم‌های کنترل متوالی تفاوت بیش از ۵۰٪ از نظر اندازه نداشته باشند و معیار حد کورانت را برآورده سازند. نکته‌ی بعدی این است که در صورتی که تغییر مسیر جریان از حالت افقی به عمودی و برعکس رخ دهد، گره‌بندی باید به گونه‌ای باشد که با وجود ذات یک‌بُعدی کد در مدل‌سازی ترموهیدرولیکی نیروگاه، این تغییر مسیرها در ساختار کد به درستی تعریف شده باشند. بنابراین، در نهایت برای هر شاخه‌ی مدار اول، ۲ حجم کنترل برای خط لوله‌ی گرم، و ۳ حجم کنترل برای ناحیه‌ی اتصالی بین مولد بخار و پمپ (موسوم به «Cross over») در نظر گرفته شده است. هم‌چنین ۲ حجم کنترل دیگر، خط لوله‌ی سرد بین پمپ تا دیگ فشار راکتور را شبیه‌سازی می‌کنند. ارتباط بین حجم‌های کنترل لوله‌ها با مسیر



شکل ۷. نحوه‌ی گره‌بندی سیستم خنک‌کننده راکتور و ارتباط آن با سایر سیستم‌ها.

**۳. نتایج محاسبات حالت پایا**

شود. در مدل پایا مطلوب این است که در نهایت مقادیر هم‌گرا شده تا حد ممکن نزدیک به مقادیر طراحی یا داده‌های بهره‌برداری باشند. در این پژوهش، مقادیر نهایی محاسبه شده با مدارک طراحی تفصیلی نیروگاه [۲۱] و نیز مدارک مشخصات فنی نیروگاه [۲۴] مقایسه، و مقادیر طراحی در ستون دوم جدول ۳ به صورت مشخص گزارش شده‌اند.

در شکل ۸، مقادیر محاسباتی کد برای دمای سیال ورودی به ناحیه‌ی ثانویه‌ی مولد بخار به نام "آب تغذیه‌ی اصلی" (با نماد اختصاری SG) و خروجی از آن (که به صورت بخار با کیفیت بالا است) نشان داده شده‌اند. این اختلاف دما نشان‌دهنده‌ی آن است که ناحیه‌ی ثانویه‌ی مولد بخار، حرارت را از سمت مدار اولیه برداشته است. علاوه بر آن، در این شکل، دمای سیال در ورودی و خروجی سمت مدار اولیه برای هر دو مولد بخار نیز آمده است، که کاهش دمایی در حدود 30°C را نشان می‌دهد. فشار حجم کنترل نازل‌های ورودی و خروجی سمت مدار اولیه‌ی مولدهای بخار در شکل ۹ نمایش داده شده‌اند. اختلاف فشاری در حدود ۲bar ناشی از افت فشار اصطکاکی در مسیر لوله‌ها، قابل ملاحظه است.

همان‌طور که قبلاً اشاره شد، SNAP فضایی گرافیکی در اختیار کاربر قرار می‌دهد تا فایل ورودی مدل MELCOR را با کم‌ترین خطای ممکن توسعه دهد و در نهایت مدل توسعه یافته را با فرمت ASCII مورد نیاز MELCOR تولید کند. پس از مدل‌سازی مدار اول نیروگاه در فضای SNAP، اجرای مدل توسعه یافته نیز در ساختار درونی این نرم‌افزار قابل انجام است. با اجرای مدل توسعه یافته با استفاده از بخش MELGEN کد، فایلی به نام «RESTART» تولید می‌شود که این فایل ورودی بخش MELCOR کد است. با اجرای مدل با استفاده از MELCOR، نتایج محاسبات در گام‌های زمانی متوالی در فایل‌های پلات، تشخیصی و خروجی ثبت می‌شوند. با استفاده از فایل پلات، می‌توان میزان تغییرات پارامترهای موردنظر و مقادیر آن را مشاهده کرد. در ادامه، پارامترهای ترموهیدرولیکی نظیر فشار و دما که با کد محاسبه شده‌اند بحث می‌شوند. شکل‌هایی که در ادامه ارائه شده‌اند، همگی پارامترهای ترموهیدرولیکی محاسبه شده با کد MELCOR در بازه‌ی زمانی ۱۰۰s برای نیروگاه IR-360 را نشان می‌دهند. هر چند که ممکن است در گام‌های زمانی اولیه، پرشی در مقدار خروجی ایجاد شود، ولی در نهایت در هر یک از موارد رسم شده لازم است که مقدار نهایی که کد محاسبه می‌کند به سمت یک عدد واحد هم‌گرا

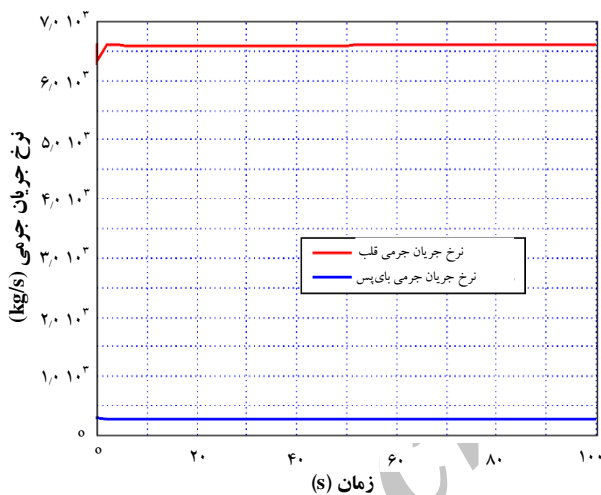
جدول ۳. مقایسه‌ی مقادیر طراحی و مدل‌سازی و درصد خطای ناشی از مدل‌سازی و درصد خطای قابل قبول.

متغیرها و پارامترها	مقادیر طراحی پارامترها [۲۱]	مقادیر محاسبه شده به وسیله کد MELCOR	درصد خطای مدل‌سازی	درصد خطای قابل قبول [۸]
دبی جریان مدار اولیه (kg/s)	۶۹۳۸٫۰	۶۹۰۹٫۷۷	۰٫۴۱٪	۲٪
دبی جریان مدار ثانویه (kg/s)	۳۰۴٫۴	۳۰۹٫۱۹	۱٫۵۸٪	۲٪
دبی جریان خنک‌کننده در ناحیه‌ی اول مولد بخار (kg/s)	۳۴۶۹٫۰	۳۴۵۴٫۸۳	۰٫۴۱٪	۲٪
دبی جریان بای‌پس (kg/s)	۲۷۷٫۵۲	۲۷۱٫۹۹	۲٪	۱۰٪
تبادل قدرت بین ناحیه‌ی اولیه و ثانویه (MW_{th})	۱۱۳۰٫۰	۱۱۲۲٫۵	۰٫۶۶٪	۲٪
دمای سیال شاخه گرم (K) Hot leg	۵۸۶٫۷۵	۵۸۶٫۸۱۴	۰٫۱۱٪	۰٫۵٪
دمای سیال شاخه سرد (K) Cold leg	۵۵۶٫۹۱	۵۵۶٫۸۷۴	۰٫۰۶۵٪	۰٫۵٪
فشار ناحیه‌ی ثانویه مولد بخار (MPa)	۵٫۴۹۱۰	۵٫۴۸۸۹	۰٫۰۴٪	۰٫۱٪
فشار فشارنده (MPa)	۱۵٫۵۲	۱۵٫۵۱۷۸	۰٫۰۲۱٪	۰٫۱٪
افت فشار در محفظه‌ی تحت فشار راکتور (MPa)	۰٫۱۹۹	۰٫۲۰۱	۱٫۰٪	۱۰٪
افت فشار در ناحیه‌ی اولیه‌ی مولد بخار (MPa)	۰٫۲۱۶	۰٫۲۱۲	۱٫۸۵٪	۱۰٪
سطح آب فشارنده (m)	۵٫۴۱۷۵	۵٫۴۱۸۳	۰٫۰۰۸ متر	۰٫۰۵ متر

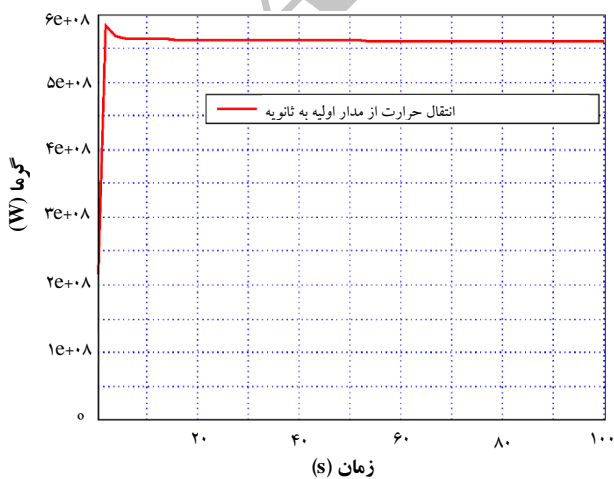


مدار اول و نتایج تغییرات دیگر پارامترهای مهم، دارد. هم‌گرا شدن این پارامتر با گذشت زمان بیان‌کننده‌ی برقراری شرایط پایدار در سیستم و تبادل حرارتی مناسب بین مدار اولیه و ثانویه است.

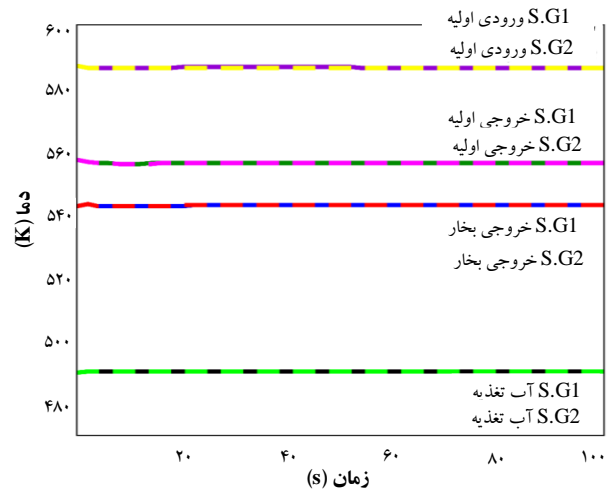
فشار، نقش مهمی در فرایندهای ترموهیدرولیکی ایفا می‌کند و می‌تواند بر پارامترهای مختلفی از جمله دبی جرمی اثرگذار باشد. شکل ۱۲ بیان‌کننده‌ی میزان تغییرات فشار سیال خنک‌کننده مدل MELCOR IR360 در مسیر طی شده در مدار اول راکتور است. ملاحظه می‌شود مقادیر فشار مدل (ستون اول جدول ۳) با مقادیر عملیاتی نیروگاه کاملاً سازگار است (ستون دوم جدول ۳ با استناد به مدارک فنی نیروگاه). نکته‌ی قابل‌ملاحظه در شکل این است که اُفت فشار ناشی از اصطکاک در طول مسیر، با پمپ خنک‌کننده‌ی راکتور از راه افزایش اندازه‌ی سر جبران می‌شود.



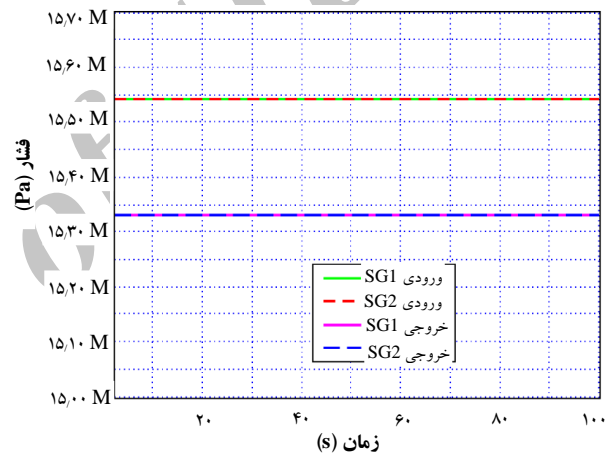
شکل ۱۰. دبی جریان عبور از قلب و بای‌پس.



شکل ۱۱. مقدار حرارت انتقالی از مدار اولیه به مدار ثانویه در یک مولد بخار.



شکل ۸. دمای بخار خروجی و آب تغذیه اصلی سمت ثانویه‌ی مولدهای بخار و دمای نازل‌های ورودی و خروجی سمت مدار اولیه.



شکل ۹. فشار حجم کنترل نازل‌های ورودی و خروجی سمت مدار اولیه‌ی مولدهای بخار.

مقدار دبی جرمی عبوری در مسیرهای جریان قلب و بای‌پس قلب دیگ فشار راکتور در شکل ۱۰ نمایش داده شده است. ملاحظه می‌شود که مقدار دبی عبوری از ناحیه‌ی بای‌پس قلب در مقایسه با دبی جرمی عبوری از قلب بسیار کم است (حدود ۱٪ جریان غالب) و هر دو مقدار با گذر زمان به مقداری ثابت هم‌گرا شده‌اند. تمامی این مقادیر، منطبق بر اطلاعات گزارش شده‌ی طراحی نیروگاه در مدارک فنی نیروگاه [۲۴، ۲۱] است و در جدول ۳ ارائه شده‌اند.

در شکل ۱۱، میزان حرارت برداشت شده از ناحیه‌ی اولیه برابر با توان برداشت حرارت هر یک از مولدهای بخار، طبق اسناد طراحی نیروگاه [۲۱] است و مقادیر آن در جدول ۳ ارائه شده‌اند. مقدار این پارامتر تأثیر به‌سزایی بر روی نحوه‌ی عملکرد

بین‌المللی انرژی اتمی (IAEA) [۸]، در جدول ۳ خلاصه شده است.

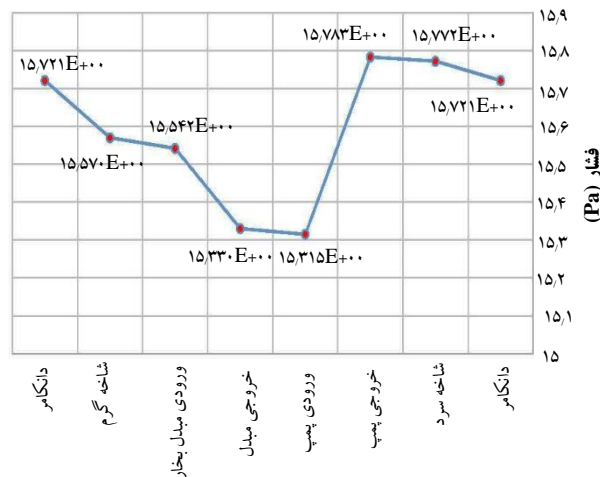
۵. نتیجه گیری

در این مقاله، نحوه‌ی توسعه‌ی مدل استاندارد با پیروی از فرایندهای تضمین کیفیت تشریح شده است. هدف اصلی، استفاده از قابلیت کد MELCOR 1.8.6 برای گسترش مدل واجد صلاحیت نیروگاه IR360 است. به منظور کمینه کردن آثار کاربر، مدل‌سازی در محیط نرم‌افزار SNAP انجام شده است. استفاده هم‌زمان از دو کد MELCOR و SNAP تجربه‌ی موفق‌تری است که برای اولین بار در شرکت سورنا انجام، و در این جا گزارش شده است.

بررسی و تصدیق رفتار مدل با مقایسه‌ی مقادیر پارامترهای محاسبه شده با کد و مقادیر موجود در مدارک طراحی این نیروگاه، نشان‌دهنده‌ی دقت و صحت آن است. در نتیجه، مدل به درستی شرایط حالت پایدار نیروگاه را توصیف می‌کند و نتایج حاصل از آن برای انجام انواع تجزیه و تحلیل‌های حوادث هسته‌ای و حالت‌های گذرا، قابل اطمینان خواهد بود.

تشکر و قدردانی

این پژوهش در شرکت سورنا انجام شده است. از تمامی همکارانی که به نحوی در انجام این پروژه نقش داشته‌اند سپاسگزاری می‌شود.



شکل ۱۲. تغییرات فشار در طول مدار اول.

۴. اعتبارسنجی نتایج محاسبات مدل

همان‌طور که قبلاً اشاره شد، آنالیزهای ایمنی قطعی (DSA) بدون تأیید اعتبار مدل مورد نظر، قابل اعتماد نیستند. اعتبارسنجی مدل حالت پایا شامل انجام بررسی‌های مختلفی روی داده‌های هندسی، مقادیر عددی وارد شده در مدل و نیز توانایی مدل در پیش‌بینی قابل قبول رفتار واقعی نیروگاه است.

در این بخش، شیوه‌ی انجام تحلیل کیفی روی نتایج محاسباتی کد و اعتبارسنجی مدل توسعه یافته توصیف می‌شود. همان‌طور که در شکل ۳ توضیح داده شده است، با مقایسه‌ی نتایج محاسباتی مدل با مقادیر طراحی (در مراجع [۲۱، ۲۴])، میزان خطای ناشی از مدل‌سازی به دست می‌آید. مدلی واجد صلاحیت است که میزان خطای محاسباتی آن کم‌تر از خطای قابل قبول ارائه شده در جدول ۳ و منطبق بر مراجع [۷، ۱۳، ۲۶] باشد. در صورت بالا بودن درصد خطای پارامترهای مورد نظر نسبت به میزان خطای قابل قبول طبق ضوابط آژانس بین‌المللی انرژی اتمی [۸]، فرایند مدل‌سازی با حجم‌بندی ریزتر از مرحله‌ی قبل، تا حصول صلاحیت حجم‌بندی مدل براساس درصد خطایی کم‌تر از درصد خطای قابل قبول، باید ادامه یابد. به منظور ارزیابی میزان دقت مدل، مقادیر پارامترهای محاسبه شده با کد MELCOR با مقادیر موجود در گزارش تحلیل ایمنی مقایسه شده است [۲۱]. درصد خطای پارامترهای مدل و حداکثر میزان خطا برای احراز صلاحیت شبیه‌سازی طبق ضوابط آژانس



پی‌نوشت‌ها

1. Emergency Operating Procedure (EOP)
2. Deterministic Safety Analysis
3. ISP Pretest and Posttest Assessments
4. Best Practices
5. Iran Nuclear Regulatory Authority
6. Swedish Nuclear Power Inspectorate
7. State of the Art Reactor Consequence Analyses
8. Fast Fourier Transform Based Method (FFTBM)
9. Pressurized Water Reactor
10. Subcooled
11. Steam Generator
12. Verification & Validation
13. Satisfactory
14. Verification & Validation
15. Lower Plenum
16. Hot Fuel
17. Steam Generator
18. Shell Side
19. Heat Structures
20. Control Volume
21. Flow Path
22. Pressurizer
23. Surge Line
24. Control Function

مراجع

- [1] IAEA, IAEA SSG-2, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, (2009).
- [2] A. Petruzzi, F. D'Auria, W. Giannotti, Description of the procedure to qualify the nodalization and to analyze the code results, University of Pisa, *DIMNP NT. 557(05)* (2005).
- [3] B. Clement, T. Haste, Thematic network for a Phebus FPT1 international standard problem (THENPHEBISP), *Nucl. Eng. Des. 235* (2005) 347-357.
- [4] R. Ashley, M. EL-Shanawany, F. Eltawila, F. D'Auria, Good Practices for User Effect Reduction, NEA/CSNI/R(98)22 (1999).
- [5] R.O. Gauntt, M.T. Leonard, K. Ross, K.C. Wagner, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project, MELCOR Best Modeling Practices, NUREG-1935 (2010).
- [6] INRA, Regulation for Licensing of IR-360 Nuclear Power Plant, INRA-NS-RE-052-10/1-1 (2007).
- [7] Dino Alfonso Arano, Realization of a Methodology for the Assessment of Best estimate codes for the analysis of the nuclear systems (2008).
- [8] IAEA, Accident Analysis for Nuclear Power Plant, IAEA-SRS-No.023 (2002).
- [9] Lars Nilsson, Development of an Input Model to MELCOR 1.8.5 for the Ringhals 3 PWR, SKI Repot, 2004:55 (2004).
- [10] Lars Nilsson, Development of an Input Model to MELCOR 1.8.5 for Oskarshamn 3 BWR, SKI Repot, 2007:05 (2007).
- [11] J. Jafari, M. Boroushaki, F. D'Auria, S. Shahedi, Development of a qualified nodalization for small-break LOCA transient analysis in PSB-VVER integral test facility by RELAP5 system code, *Nucl. Eng. Des. 240* (2010) 3309-3320.
- [12] M. Saghafi, M.B. Ghofrani, Development and qualification of a Thermal-hydraulic Nodalization for modeling Station Blackout Accident in PSB-VVER Test Facility, *Nucl. Eng. Des. 303* (2016) 109-121.
- [13] V. Martinez-Quiroga, F. Reventos, The Use of System Codes in Scaling Studies: Relevant Techniques for Qualifying NPP Nodalizations, *Sci. Technol. Nucl. Installations 138745* (2014) 1-16.
- [14] R.O. Gaunt, Fukushima Accident Study Using MELCOR, SANDIA Report 2012-6173, (2013).
- [15] T. Sevon, Fukushima Daiichi Unit 2 Accident Analysis with MELCOR 2.1, SANDIA Report (2016).
- [16] USNRC, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report, Washington D.C., NUREG-1935 (2012).
- [17] US NRC, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants (1990).



- [18] US NRC, State of the Art Reactor Consequence Analyses Project, 2 volumes, NUREG CR-7110 (2013).
- [19] A. Prosek, F. D'Auria, B. Mavko, Review of quantitative accuracy assessments with fast fourier transform based method (FFTBM), *Nucl. Eng. Des.* **217** (2002) 179-206.
- [20] F. Yousefpour, F. Shokri, H. Soltani, IR-360 nuclear power plant safety functions and component classification, *Nucl. Eng. Des.* **240** (2010) 2847-2861.
- [21] SURENA, IR-360 Detail Design Documents (2016).
- [22] SURENA, Verification & Validation of the MELCOR code for IR-360 Success Criteria Analysis (2013).
- [23] R.O. Gaunt, J.E. Cash, R.K. Cole, C.M. Erickson, L.L. Humphries, B.R. Rodrigez, M.F. Young, MELCOR 1.8.6 Computer Code Manuals, 2 Volumes, SANDIA Lab. (2005).
- [24] SURENA, IR-360 Technical Specification, (2016).
- [25] J. Birchley, T.J. Haste, M. Richner, Accident Management following loss of residual heat removal during mid-loop operation of Westinghouse 2-loop PWR, *Nucl. Eng. Des.* **238** (2008) 2173-2181.
- [26] A. Petruzzi, F. D'Auria, Thermal-Hydraulics System Codes in Nuclear Reactor Safety and Qualification Procedure, *Sci. Technol. Nucl. Installations*. DOI:10.1115/2008/460795 (2008) 1-16.

Archive of SID