توسعه و اعتبارسنجی مدل ترموهیدرولیکی ونیروگاه اتمی بوشهر توسط کد RELAP5

گلستانی، امین* [(۱)]– راجی، محمدحسین[(۱)]– توکلی، الهام[(۱)]

شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاههای اتمی (توانا)

چکیده:

یکی از مهمترین مراحل مدل‌سازی یک نیروگاه اتمی با استفاده از کدهای کامپیوتری با اهداف طراحی یا تحلیل ایمنی، اعتبارسنجی مدل تهیه شده و نتایج آن در حالت پایا و شرایط گذرا می‌باشد. در این مقاله ضمن معرفی دستورالعملی برای اعتبارسنجی مدل‌های ترموهیدرولیکی و همچنین اعتبارسنجی نتایج تحلیل ایمنی با کدهای ترموهیدرولیکی سیستمی، مدل تهیه شده از یک نیروگاه VVER-1000 توسط کد RELAP5/Mod3.3 اعتبارسنجی می‌شود. دستورالعمل ارائه شده در این مقاله توسط مراکز معتبر در زمینه‌ی نیروگاههای اتمی مورد استفاده قرار گرفته و تصدیق شده است و به عنوان روشی استاندارد شناخته می‌شود.

کلمات کلیدی: *اعتبارسنجی مدل، تحلیل ایمنی، کدهای ترموهیدرولیکی، کد RELAP5 Mod3.3، VVER-1000*

Development and validation of the thermal-hydraulic model of the BNPP-1 by RELAP5

Golestani, Amin[1]; Raji, Mohammadhosein[1]; Tavakoli, Elham[1]

[1] NPP's Safety Development and Improvement Co. (TAVANA)

Abstract:

One of the most important steps in modeling a nuclear power plant by computer codes for design or safety objectives is the validation of the model and its results in steady state and transient conditions. In this paper, while introducing a procedure for validating thermal-hydraulic models as well as validating safety analysis results using system thermal-hydraulic codes, the BNPP-1 modeled by RELAP5 / Mod3.3 is validated. The procedure presented in this paper is used and approved by accredited centers in the field of nuclear power plants and are recognized as a standard procedure.

Key words: Safety Analysis, Model Validation, Thermal-hydraulic Code, RELAP5 Mod3.3, VVER-1000

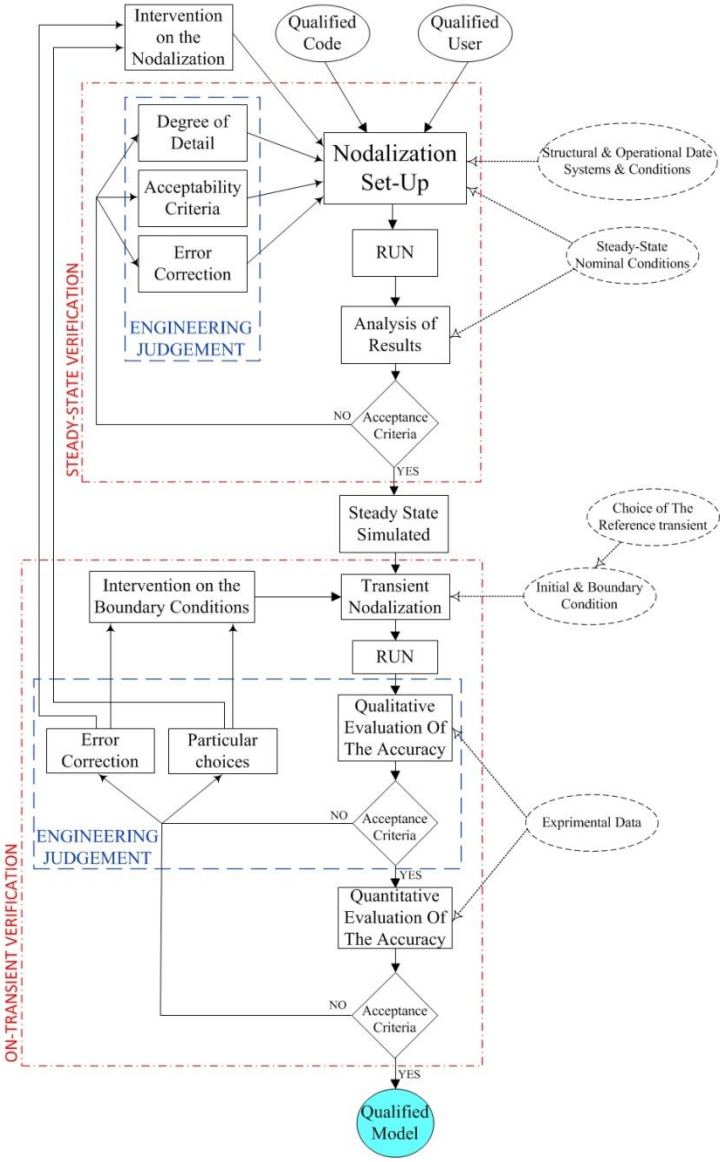
مقدمه :

آنالیز ترموهیدرولیکی حوادث مختلف درنیروگاههای اتمی یکی ازمباحث مهم و بنیادی در طراحی، ساخت و بهره‌برداری از نیروگاههای اتمی می‌باشد بطوریکه جهت صدور مجوز ساخت و بهره‌برداری از هر نیروگاه اتمی نتایج چنین آنالیزی مورد نیاز می‌باشد. بوسیله تحلیل های ترموهیدرولیکی می‌توان از حفظ یکپارچگی واحد (Plant) و عدم آزادسازی مواد رادیواکتیو به محیط زیست و رعایت سایر جنبه های ایمنی نیروگاه اطمینان حاصل کرد. در این خصوص معمولاً از مدلهای کامپیوتری تهیه شده با بهره‌مندی از یک رویکرد یقینی (Deterministic approach) استفاده می‌شود. به منظور اینکه بتوان بطور صحیح کفایت و کارآمدی ضوابط رویکرد دفاع در عمق را برای مدیریت چالش‌های پیش روی ایمنی نیروگاه را با استفاده از این

مدل‌های کامپیوتری، مورد تائید قرار داد، لازم است مدل های مذکور مورد صحت سنجی و اعتبارسنجی قرار گیرند. به دلیل اهمیت اعتبارسنجی مدلهای کامپیوتری، اکیدا توصیه شده است تا از یک دستورالعمل استاندارد برای اعتبارسنجی مدل‌های ترموهیدرولیکی در شرایط پایا و گذرا استفاده شود [۱].

روش کار :

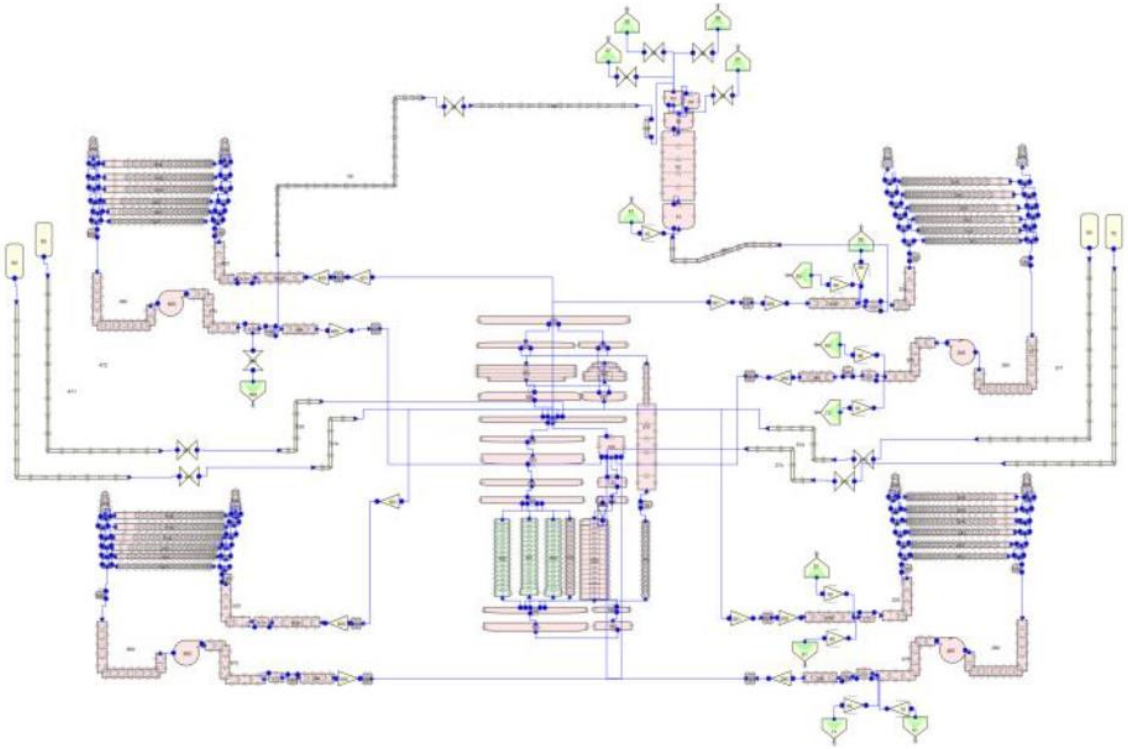
در این مقاله رویه‌ی شناخته شده‌ای که در مراکز علمی و پشتیبانی فنی نیروگاههای اتمی، همچنین مراکز تحقیقاتی و دانشگاهی جهت توسعه و اعتبارسنجی مدل‌های ترموهیدرولیکی مورد استفاده قرار می‌گیرد ارائه شده و بعنوان نمونه جهت اعتبارسنجی مدل ترموهیدرولیکی یک نیروگاه از نوع VVER-1000 مورد استفاده قرار گرفته است. شمای فرایندی این دستورالعمل در شکل ۱ نشان داده شده است.



شکل شماره (۱): شمای فرآیندی دستورالعمل توسعه و اعتبارسنجی مدل ترموهیدرولیکی [۲و۳]

مطابق با رویه ارائه شده در شکل (۱)، توسعه و اعتبارسنجی مدل ترموهیدرولیکی در سه بخش انجام می گیرد:

۱- اعتبارسنجی حجم‌بندی (Nodalization Qualification): داشتن یک مدل مناسب جهت تحلیل ایمنی، نیازمند یک حجم‌بندی صحیح ومعتبراست که این موضوع نیازمند شناخت کامل پدیده‌های ترموهیدرولیکی و همچنین داشتن یک پایگاه داده (Data Base) معتبر می‌باشد. به عنوان نمونه حجم‌بندی راکتور VVER-1000 نیروگاه بوشهر در شکل ۲ آورده شده است. در این خصوص، جهت اعتبارسنجی حجم‌بندی مدل ترموهیدرولیکی، پارامترهای ارائه شده در جدول شماره ۱ برای مدل و مرجع معتبر مقایسه و خطای مدل‌سازی مورد بررسی قرار می گیرد.



شکل ۲: حجم‌بندی مدار اول نیروگاه بوشهر برای کد RELAP5

۲- اعتبارسنجی مدل در حالت پایا (Steady-State Qualification): پس از تهیه حجم‌بندی صحیح، بایستی مدل در شرایط پایا مورد بررسی قرار گیرد که درآن پارامترهای ارائه شده در جدول شماره ۲ برای نتایج ناشی از کد و نتایج واقعی مقایسه می‌شود. خطای محاسبات باید کمتر از خطای مورد پذیرش باشد.

۳- اعتبارسنجی مدل در شرایط گذرا (On-Transient Qualification): جهت اعتبارسنجی مدل در حالت گذرا، می‌توان از یکی از سه روش زیر استفاده کرد [۲]: الف) مقایسه نتایج حاصل از مدل‌سازی با نتایج حاصل از نتایج تجربی مانند تست‌های راه‌اندازی یا گذره‌های رخ‌داده در نیروگاه؛ ب) مقایسه

نتایج حاصل از مدل‌سازی با نتایج یک کد دیگر که قبلا اعتبارسنجی شده است؛ ج) مقایسه نتایج مدل‌سازی با نتایج یک واحد یا نیروگاه مشابه دیگر با اعمال یک ضریب تصحیح Kv.

جدول شماره (۱): معیارهای ویژه جهت اعتبارسنجی حجم‌بندی مدل ترموهیدرولیکی[۲و۳]

ردیف	پارامتر	خطای پذیرش
۱	حجم مدار اول	۱ درصد
۲	حجم مدار دوم	۲ درصد
۳	سطح انتقال حرارت ساختارهای غیر فعال (کلی)	۱۰ درصد
۴	سطح انتقال حرارت ساختارهای فعال (کلی)	۰,۱ درصد
۵	حجم انتقال حرارت ساختارهای غیر فعال (کلی)	۱۴ درصد
۶	حجم انتقال حرارت ساختارهای فعال (کلی)	۰,۲ درصد
۷	منحنی حجم– ارتفاع (حجم موضعی مدار اول و دوم)	۱۰ درصد
۸	ارتفاع نسبی تجهیزات	۰,۰۱ متر
۹	توزیع توان محوری و شعاعی	۱ درصد
۱۰	سطح مقطع جریان تجهیزات مانند شیرها، ورودی و خروجی پمپ	۱ درصد
۱۱	سطح مقطع جریان کلی	۱۰ درصد

جدول شماره (۲): معیارهای ویژه برای اعتبارسنجی مدل در شرایط پایا [۲و۳]

ردیف	پارامتر	خطای پذیرش
۱	موازنه توان مدار اول	۲ درصد
۲	موازنه توان مدار دوم	۲ درصد
۳	فشار مطلق (مولد بخار، فشارنده، اکومولاتور)	۰,۱ درصد
۴	دمای سیال	۰,۵ درصد
۵	دمای سطح میله سوخت	۱۰ کلوین
۶	سرعت پمپ	۱ درصد
۷	مجموع اتلافات گرمایی	۱۰ درصد
۸	افت فشار موضعی	۱۰ درصد اختلاف حداقل و حداکثر فشار
۹	موجودی جرم سیال در مدار اول	۲ درصد
۱۰	موجودی جرم سیال در مدار دوم	۵ درصد
۱۱	نرخ جریان (مدار اول و دوم)	۲ درصد
۱۲	نرخ سیال جریان کنار گذر	۱۰ درصد
۱۳	سطح فشارنده	۰,۰۵ متر
۱۴	سطح پایین رونده یا سمت دوم مولد بخار	۰,۱ متر

نحوه تحلیل نتایج و تخمین دقت کد در پیش‌بینی نتایج حالت گذرا برای روشهای فوق به ۲ مرحله تقسیم می‌شود [۲]:

مرحله اول) بررسی کیفی: در این مرحله نمودار تغییرات هر پارامتر به قسمتهای مختلفی تحت عنوان "پنجره‌های پدیدار شناختی" تقسیم می‌شود و در هر پنجره جنبه‌های ترموهیدرولیکی شناسایی و مطابق با آن دو نمودار محاسباتی و تجربی مقایسه می‌شوند [۲].

مرحله دوم) بررسی کمی: جهت بررسی کمی دقت کد از روش تبدیل فوریه سریع (FFT) استفاده می‌شود. مطابق با این روش، مناسبترین فاکتور برای تعریف معیار پذیرش "دامنه‌ی میانگین" (AA) می‌باشد. این پارامتر نمایانگر "خطای کسری متوسط" برای محاسبات بوده و برای هر پارامتر محاسبه می‌شود. بر این اساس، اگر $(AA)_i$ دامنه‌ی میانگین متغیر مورد نظر باشد، شاخص میانگین کد به شکل زیر تعریف می‌شود [۲و۴]:

$$(AA)_{tot} = \sum_{i=1}^{N_{var}} (AA)_i * (W_f)_i \qquad (۱)$$

که در آن N_{var} تعداد متغیرها و $(W_f)_i$ فاکتور وزن هر پارامتر مطابق با رابطه زیر است [۴]:

$$(W_f)_i = \frac{(W_{exp})_i \cdot (W_{saf})_i \cdot (W_{norm})_i}{\sum_{i=1}^{N_{var}} (W_{exp})_i \cdot (W_{saf})_i \cdot (W_{norm})_i} \qquad (۲)$$

که در آن $(W_{exp})_i$ فاکتور مربوط به دقت نتایج تجربی، $(W_{saf})_i$ فاکتور مربوط به اهمیت هر پارامتر در ایمنی و $(W_{norm})_i$ میانگین دامنه‌ی هر پارامتر می‌باشد. فاکتورهای وزن برای پارامترهای مهم مطابق با جدول (۳) پیشنهاد شده است. بنابراین تعریف معیار پذیرش حالت گذرا به شرط زیر امکان‌پذیر است [۲،۴]:

$$(AA)_{tot} < K \qquad (۳)$$

که در آن K "فاکتور مقبولیت" بوده و معمولا مقدار قابل قبول آن ۱ می‌باشد. بنابراین AA به معنای خطای نسبی می باشد و مقادیر بزرگتر از یک به معنای خطای بزرگتر از ۱۰۰ درصد در یک زمان خاص در شرایط گذرا می‌باشد. بنابراین هرچه مقدار $(AA)_{tot}$ از یک کمتر باشد، نتایج حاصل از کد تطابق بهتری با نتایج مرجع دارد [۲،۴].

در این مطالعه برای اعتبارسنجی مدل تهیه شده و نتایج کد در حالت گذرا، حادثه‌ی شکست کوچک (SBLOCA) با شکستی به قطر ۱۰۰ میلی‌متر در بازوی سرد لوپ دوم، شبیه‌سازی شد.

نتایج :

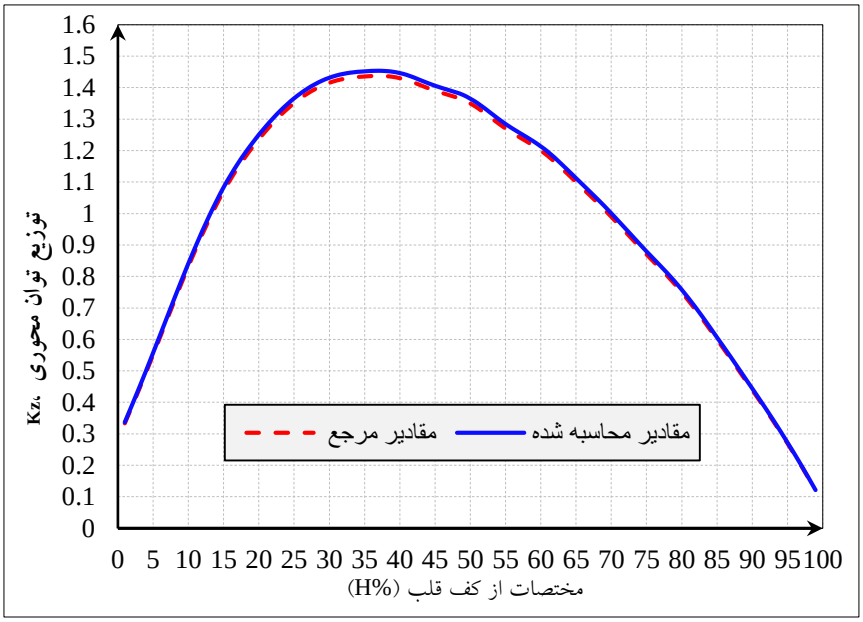
در این قسمت به اعتبارسنجی مدل ترموهیدرولیکی یک نیروگاه با راکتور VVER-1000 مطابق با روش ارائه شده در بخش قبل می‌پردازیم. مدل‌سازی بر اساس رویه ارائه شده در شکل ۱ انجام شده است. در جدول شماره ۴ نتایج اعتبارسنجی حجم و شرایط پایا آورده شده است:

جدول شماره (۳): فاکتورهای وزن پیشنهاد شده برای پارامترهای مهم [۴]

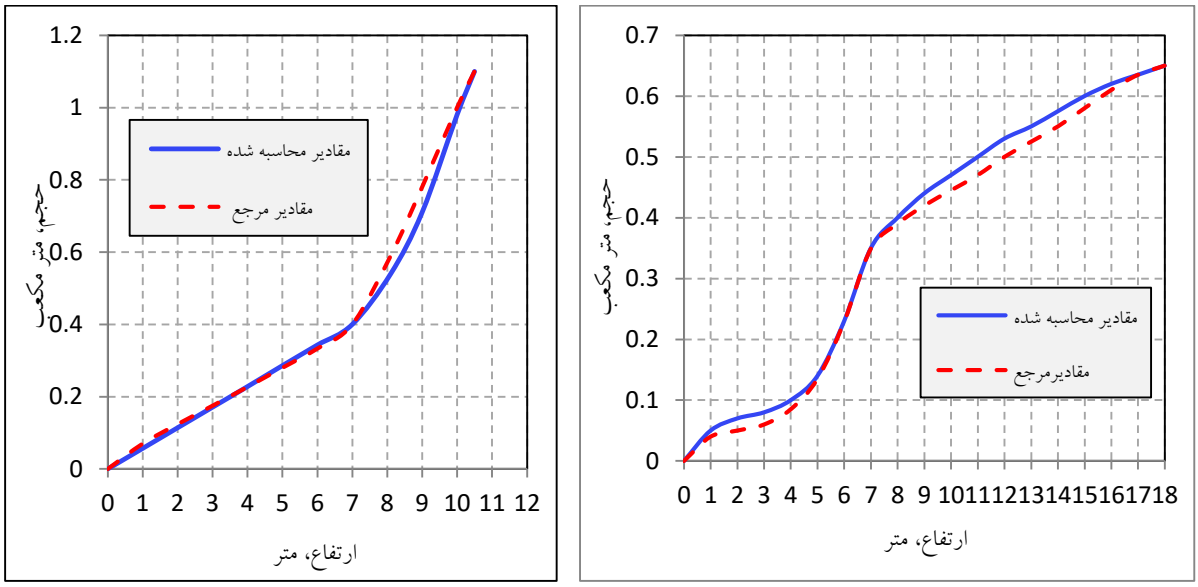
پارامتر	W_{exp}	W_{saf}	W_{norm}
فشار مدار اول	۱,۰	۱,۰	۱,۰
فشار مدار دوم	۱,۰	۰,۶	۱,۱
افت‌های فشار	۰,۷	۰,۷	۰,۵
موجودی‌های جرم	۰,۸	۰,۹	۰,۹
نرخ‌های جریان	۰,۵	۰,۸	۰,۵
دمای سیالات	۰,۸	۰,۸	۲,۴
دمای غلاف	۰,۹	۱,۰	۱,۲
سطوح سیال	۰,۸	۰,۹	۰,۶
توان قلب	۰,۸	۰,۸	۰,۵

جدول شماره (۴): نتایج اعتبارسنجی مدل برای حجم‌بندی و شرایط پایا

پارامتر	RELAP5	نتایج واقعی	خطای پذیرش	خطای محاسبه
حجم مدار اول، مترمکعب	۳۹۵,۰۲	۳۹۱,۶ [۵]	۱ درصد	۰,۸۷۳ درصد
حجم مدار دوم، مترمکعب	۷۴۸,۵۸۶	۷۳۵,۸ [۵]	۲ درصد	۱,۷۳ درصد
سطح انتقال حرارت ساختارهای فعال (کلی)، متر مربع	۱۱۱۷۹,۳۸	۱۱۱۸۰[۷و۶]	۰,۱ درصد	۰,۰۰۹ درصد
توزیع توان محوری	شکل شماره (۲) [۶]		۱ درصد	حداکثر ٪ ۰,۹
منحنی حجم – ارتفاع (حجم موضعی مدار اول و دوم)	شکل شماره (۳) [۱۰]		۱۰ درصد	حداکثر ٪ ۸
فشار مطلق (MPa):				
– مولدبخار	۶,۲۷۸	۶,۲۷ [۶]	۰,۱ درصد	۰,۱۰ درصد
– فشارنده	۱۵,۶۹۵	۱۵,۷ [۵]	۰,۱ درصد	۰,۰۳ درصد
– اکومولاتور	۵,۸۸	۵,۸۸ [۸]	۰,۱ درصد	۰,۰ درصد
دمای سیال، ^oC				
– ورودی قلب	۲۹۲,۴۵	۲۹۱ [۹]	۰,۵ درصد	۰,۴۹ درصد
– خروجی قلب	۳۲۲,۵۶	۳۲۱ [۹]	۰,۵ درصد	۰,۴۸ درصد
سطح فشارنده، متر	۸,۱۵	۸,۱۷ [۵]	۰,۰۵ متر	۰,۰۲ متر
سطح مولد بخار، متر	۲,۴۰۱	۲,۴ [۵]	۰,۱ متر	۰,۰۰۱ متر
نرخ جریان مدار اول، کیلوگرم بر ثانیه	۲۱۲۸۵,۷	۲۱۲۰۰ [۹]	۲ درصد	۰,۶ درصد



شکل شماره (۳): مقایسه‌ی توزیع توان محوری محاسبه شده و مرجع [۶]



شکل شماره (۴): منحنی حجم-ارتفاع برای مدار اول (نمودار سمت راست) و مدار دوم (نمودار سمت چپ)

برای اعتبارسنجی نتایج در حالت گذرا بایستی فاکتور AA ارائه شده در رابطه‌ی یک را برای پارامترهای حیاتی در گذرای موردنظر محاسبه کرده و در صورتی که فاکتور $(AA)_{tot}$ از یک کمتر باشد نتایج قابل قبول می‌باشند. گذرای مدنظر در این مقاله حادثه‌ی شکست کوچک SBLOCA در یک نیروگاه بهره‌مند از یک راکتور VVER-1000 با توان 3120 MW حرارتی می‌باشد. در جدول (۵) مقادیر $(AA)_i$ و $(W_f)_i$ محاسبه شده برای هر پارامتر ارائه شده است. همچنین فاکتور کلی $(AA)_{tot}$ از رابطه شماره (۱) برابر با ۰,۰۵۲۶۹ محاسبه شد و چون این مقدار بسیار کمتر از عدد یک می‌باشد، دقت محاسبات در حالت گذرا قابل قبول می‌باشد.

جدول شماره (۵): نتایج اعتبارسنجی مدل VVER-1000 برای حادثه‌ی شکست کوچک

پارامتر	AA	Wf	پارامتر	AA	Wf
فشار فشارنده	۰,۰۸۶	۰,۰۱۷	سطح اکومولاتور ۱	۰,۱۵۶	۰,۰۲۵
فشار مولد بخار ۱	۰,۲۶	۰,۰۲۲	سطح اکومولاتور ۴	۰,۱۶۳	۰,۰۲۵
فشار مولد بخار ۴	۰,۲۵۷	۰,۰۲۲	دمای میله‌ی گرم‌کن	۰,۳۱۰	۰,۰۱۶
فشار اکومولاتور ۱	۰,۱۵۲	۰,۰۱	موجودی جرم مدار اول	۰,۳۰۲	۰,۳۹
فشار اکومولاتور ۴	۰,۱۳۱	۰,۰۱۷	توان قلب	۰,۱۵۸	۰,۰۶
دمای ورودی قلب	۰,۱۸۰	۰,۰۲۵	افت فشار قلب	۱,۰۶۲	۰,۰۳۷
دمای خروجی قلب	۰,۱۰۳	۰,۰۲۶	افت فشار لوپ ایزوله شده	۰,۷۲۳	۰,۰۱۷
دما در سر قلب	۰,۱۲۰	۰,۰۱۵	افت فشار پایین‌رونده و بای‌پس	۰,۸۰۱	۰,۰۴
جریان انتگرالی از شکست	۰,۲۰۱	۰,۰۶۵	افت فشار ورودی و بالای SG1	۱,۱۵۵	۰,۰۵۵
جریان انتگرالی از قسمت فعال ECCS	۰,۱۰۴	۰,۰۱۹	افت فشار ورودی و بالای SG4	۱,۲۴۸	۰,۰۴۷
			کل	۰,۲۲	۰,۲۳۹۵

بحث ونتیجه گیری :

اعتبارسنجی مدل ترموهیدرولیکی و نتایج شبیه‌سازی هر سناریو، بخش جدایی‌ناپذیری از تحلیل ایمنی یک نیروگاه هسته‌ای می‌باشد. دراین مقاله ابتدا یک رویه شناخته شده ای برای توسعه و اعتبارسنجی مدل‌های ترموهیدرولیکی ارائه گردید، سپس به کمک این رویه، مدل ترموهیدرولیکی یک نیروگاه هسته‌ای دارای راکتور VVER-1000 مدل شده با کد RELAP5/Mod3.3 اعتبارسنجی گردید. درهرسه بخش اعتبارسنجی حجم‌بندی، اعتبارسنجی شرایط پایا و اعتبارسنجی حالت گذرا، که در این مقاله حادثه‌ی SBLOCA شبیه‌سازی شده بود، مدل از اعتبار قابل‌قبولی برخوردار بوده و نتایج حاصله قابل اعتماد می‌باشند. این روش و رویه که در مراکز پشتیبانی علمی و فنی نیروگاههای اتمی، همچنین مراکز تحقیقاتی و دانشگاهی مورد استفاده قرار می‌گیرد، برای تمامی کدهای سیستمی ترموهیدرولیکی و تمامی حالات گذرا و حوادث قابل استفاده می‌باشد.

مراجع :

[1] Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standard Series, Vienna, 2009.
[2] A Methodology for the Qualification of Thermalhydraulic Code Nodalization, M. Bonuccelli etc. NURETH-6 Conference, Grenoble, 1993.
[3] Development of the Qualified Plant Nodalization for Safety and Operational Transient Analysis, T. Bajs, N. Debrecin, B. Karajnc, Kresko NPPs, 1998.
[4] Application of the Fast Fourier Transform Based Method to Assist in the Qualification

Process for the PSB-VVER1000 RELAP5, Nikolas Mullner, Nuclear Energy for New Europe, 2005.
[5] AEOI, “Final Safety Analysis Report”, Chapter 5. Revision 02, March 2015.
[6] AEOI, “Final Safety Analysis Report”, Chapter 4. Revision 02, March 2015.
[7] Steam generator PGV-1000 M(B), with supports, explanatory report.
[8] AEOI, “Final Safety Analysis Report”, Chapter 6. Revision 02, March 2015.
[9] AEOI, “Final Safety Analysis Report”, Chapter 15. Revision 01, 2008.
[10] Steam generator Reactor, Main coolant pump, Pressurizer Assembly drawing and Pipelines drawing, Item 21