مقایسه نتایج حادثه نشت از مدار اول به مدار دوم در مولد بخار نیروگاه هسته‌ای بوشهر-۱ با استفاده از تبدیل فوریه

INC29-1013

امید صفرزاده[۱*]، محمد شاه‌میرزالو[۲]، امیر سعید شیرانی[۲]

۱. دانشکده فنی و مهندسی، دانشگاه شاهد، تهران، ایران

۲. دانشکده مهندسی هسته‌ای، دانشگاه شهید بهشتی، تهران، ایران

چکیده:

ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای یکی از مهم‌ترین مواردی است که در ساخت، راه‌اندازی و بهره‌برداری نیروگاه‌های هسته‌ای موردتوجه قرار می‌گیرد. در این مقاله، حادثه نشت مدار اول به مدار دوم درون مولد بخار هسته‌ای نیروگاه بوشهر بررسی گردیده است. مولد بخار با کد RELAP5 مدل گردیده و توسط روشی مبتنی بر تبدیل فوریه سریع صحت سنجی شده است. نتایج حاصله در حالت ماندگار و گذرا با گزارش نهایی ایمنی مقایسه و تطابق بسیار بالایی را نشان می‌دهد. نتایج نشانگر این است که مقدار رفتار دبی خنک‌کننده، فشار مدار اول، ارتفاع آب درون مولد بخار و فشار مدار ثانویه مطابق با گزارش FSAR است. همچنین، مقایسه مقدار دامنه متوسط به‌دست‌آمده به‌گونه‌ای است که مدل‌سازی را در محدوده بسیار خوب قرار می‌دهد. نتایج حاصل از تبدیل فوریه سریع نشان می‌دهد که دامنه متوسط کمتر از ۰/۱ و فرکانس وزن داده‌شده کمتر از ۰/۰۷ است. به عبارتی شبیه‌سازی در وضعیت پیش‌بینی بسیار خوب قرار دارد.

کلیدواژه‌ها: مولد بخار، حادثه، تبدیل فوریه، نیروگاه هسته‌ای بوشهر-۱

The results comparison of leakage accident analysis from the first to the second circuit of the steam generator in BNPP-1 by Fourier transform

O. Safarzadeh[1*], M. Shahmirzalu[2], A.S Shirani[2]

1. Faculty of Engineering, Shahed University, Tehran, Iran
2. Faculty of Nuclear Engineering, Shahed Beheshti University, Tehran, Iran

Abstract:

The safety of nuclear power plants is one of the most important that is considered in the construction, startup and operation of nuclear power plants. In this paper, the accident of leakage from the first to the second circuit in the nuclear steam generator of Bushehr power plant has been investigated. The steam generator is modeled with RELAP5 code and verified by a method based on fast Fourier transform. The results obtained in the steady- and transient state show a very high agreement with the final safety analysis report (FSAR). The results show that the value of coolant flowrate behavior, primarily circuit pressure, water elevation inside the steam generator and secondary circuit pressure are in accordance with the FSAR. Furthermore, the comparison of the obtained average magnitude is such that the modeling is in a very good range. The results of the fast Fourier transformation show that the average amplitude is less than 0.1 and the weighted frequency is less than 0.07. In other words, the simulation is in a very good predicting the state.

Keywords: Steam generator, Accident, Fourier transform, BNPP-1

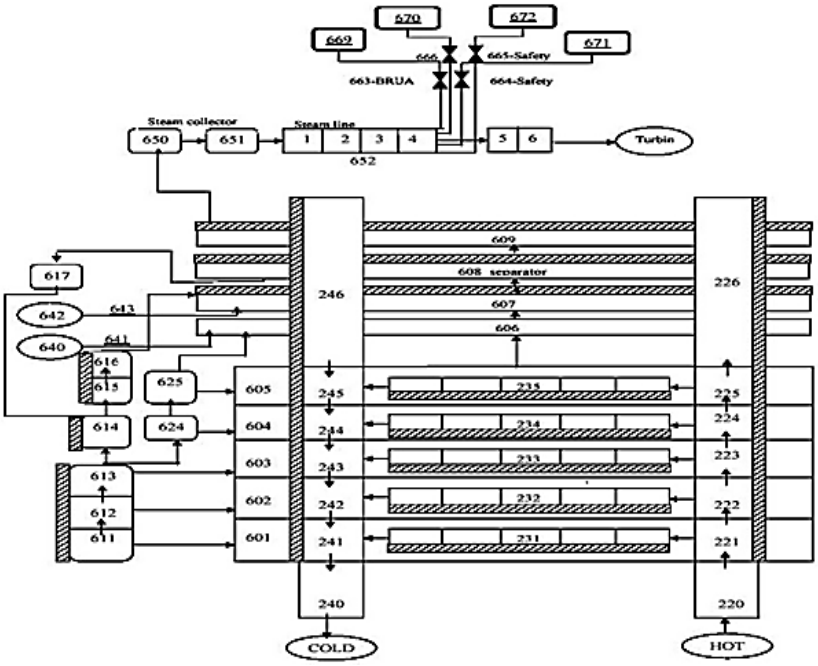
۱. مقدمه

امروزه بحث ایمنی در نیروگاه‌های هسته‌ای یکی از مهم‌ترین مواردی است که در ساخت، راه‌اندازی و بهره‌برداری نیروگاه‌های هسته‌ای موردتوجه قرار می‌گیرد. به همین دلیل مدل‌سازی حوادث احتمالی در این نیروگاه‌ها در فهم شرایط موجود در هنگام وقوع حادثه می‌تواند بسیار مفید واقع شود. صحت سنجی مدل با استفاده از روش مبتنی بر تبدیل فوریه سریع (FFTBM[1]) صورت پذیرفته می‌پذیرد. در این روش میزان سازگاری مقادیر تجربی و مقادیر محاسباتی تعیین می‌شود. این روش، از روش‌های بسیار مرسوم برای بررسی صحت و اعتبار شبیه‌سازی است[۱]. پروسیک و همکاران از این روش برای بررسی صحت مدل‌سازی حادثه تریپ پمپ خنک‌کننده در نیروگاه VVER-1000 استفاده کردند[۲]. شاهدی و همکاران از این روش در بررسی صحت مدل در حادثه از دست رفتن سیال خنک‌کننده در نیروگاه VVER-1000 استفاده کرده‌اند[۳]. در هر دو این بررسی‌ها نتایج رضایت‌بخش گزارش شده است.

در این مقاله، ابتدا حادثه نشت از مدار اول به مدار دوم نیروگاه بررسی شده است. مولد بخار نیروگاه هسته‌ای بوشهر با استفاده از RELAP5/MOD3.3 مدل‌سازی گردیده است. سپس، نتایج حاصله از این حادثه با گزارش نهایی بررسی ایمنی نیروگاه[۴]، در ابتدا به صورت کیفی و بصری بررسی و سپس با استفاده از روش تبدیل سریع فوریه صحت سنجی شده است. نوآوری این کار مربوط به استفاده از تبدیل فوریه در حادثه نشت سیال مدار اول به مدار دوم است.

۲. مدل‌سازی مولد بخار

مولد بخار نیروگاه هسته‌ای بوشهر به صورت افقی بوده و دارای تیوب‌های غوطه‌ور و جداساز بخار داخلی می‌باشد. مولد بخار از دو بخش تشکیل شده است که عبارت‌اند از اجزای هیدرولیکی مدار اول که خنک‌کننده درون آن جریان دارد و اجزای هیدرولیکی مدار دوم که آب تغذیه درون آن قرار می‌گیرد. طراحی این مولد بخار به‌گونه‌ای است که خنک‌کننده مدار اول درون تیوب‌ها جریان پیدا می‌کند و آب مدار دوم این تیوب‌ها را در برمی‌گیرد. خنک‌کننده‌ی مدار اول از ناحیه‌ی تحتانی مولد بخار و از قسمت مخصوص ورود خنک‌کننده وارد مولد بخار می‌شود. شکل ۱ حجم‌بندی استفاده‌شده برای مدل‌سازی مولد بخار را نشان می‌دهد.



شکل ۱. حجم بندی مولد بخار [۵]

۳. نتایج حالت ماندگار و گذرا

[1] Fast Fourier transform based method

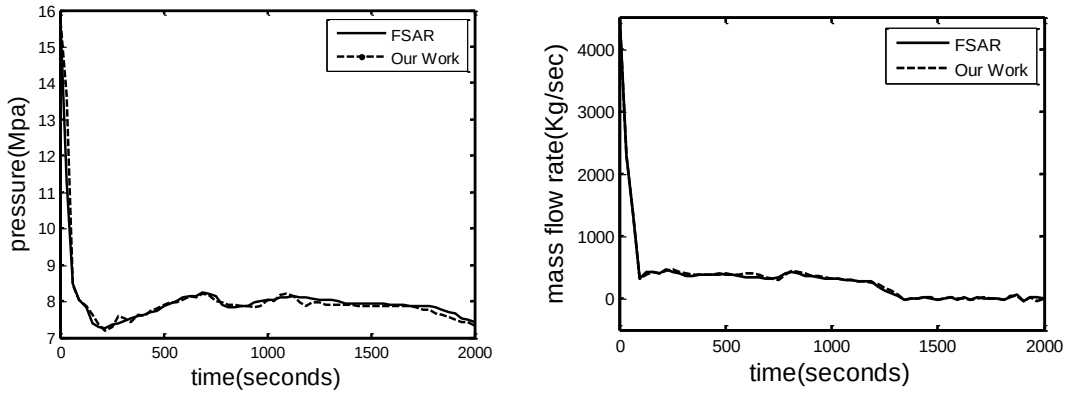
در جدول ۱ نتایج مدل‌ســازی مولد بخار در حالت ماندگار در مقایســه با گزارش ایمنی راکتور بوشــهر (FSAR) آورده شده است. مدل‌سازی در حالت‌پایا تطابق مطلوبی با داده‌های گزارش دارد.

جدول ۱. مقادیر تجربی و محاسباتی پارامترهای مولد بخار در حالت‌پایا

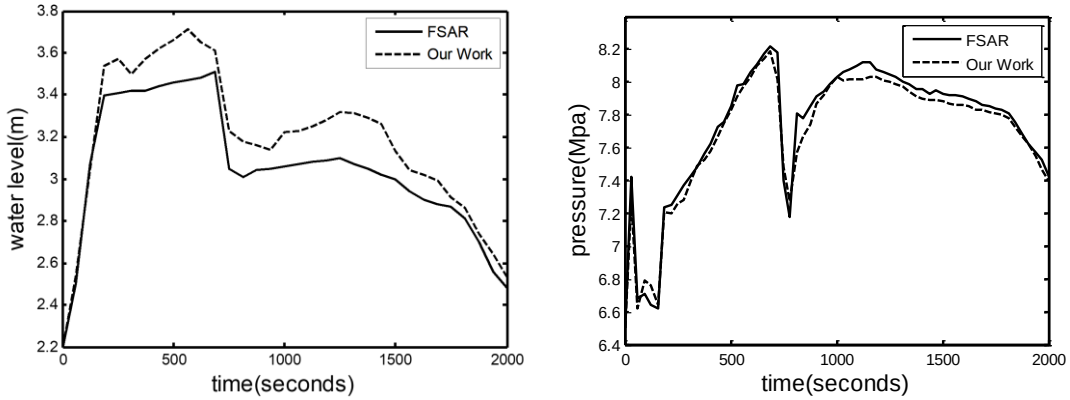
پارامتر	نتایج	FSAR	درصد خطا
دبی خنک‌کننده در ورودی مولد بخار(kg/s)	۴۵۱۱	۴۵۰۰	٪۰/۲۴۴۴
دبی خنک‌کننده در خروجی مولد بخار(kg/s)	۴۵۱۱	۴۵۰۰	٪۰/۲۴۴۴
دبی آب تغذیه ورودی(kg/s)	۴۳۷	۴۳۷	٪۰,۰
دبی بخار خروجی(kg/s)	۴۳۶/۶۲۷	۴۳۷	٪۰/۰۸۵۵
فشار ورودی خنک‌کننده(Mpa)	۱۵/۷۴	۱۵/۷	٪۰/۲۵۴۸
فشار خروجی خنک‌کننده(Mpa)	۱۵/۵۵۵	۱۵/۵۶۷	٪۰/۰۷۷۱
فشار بخار خروجی(Mpa)	۶/۵	۶/۵	٪۰/۰
دما خنک‌کننده ورودی(k)	۵۹۳/۱۵۳	۵۹۳/۱۵	٪۰/۰۰۰۴
دما خنک‌کننده خروجی(k)	۵۶۶/۰۴۸	۵۶۱/۱۵	٪۰/۸۷۲۸
دما آب تغذیه(k)	۴۹۳/۰	۴۹۳/۰	٪۰/۰
دما بخار خروجی از مولد بخار(k)	۵۵۲/۸۶۷	۵۵۱/۶۵	٪۰/۲۲۰۶
ارتفاع سطح آب تغذیه درون مولد بخار(m)	۱/۸۳۹۴	۱/۸۶	٪۱/۱۰۷۵
کیفیت بخار(%)	۱۰۰	۹۹/۸<	٪۰/۲>

در گام بعد، حادثه نشت از مدار اول به مدار دوم درون مولد بخار مدل شده است. در این حادثه قسمت کلکتور سرد مولد بخار، دچار شکستگی شده و خنک‌کننده‌ی مدار اول از ناحیه‌ی این شکستگی که قطر معادل آن ۱۰۰ mm است وارد مدار دوم شده و با آب تغذیه‌ی موجود در این مدار مخلوط می‌شود. این حادثه منجر به "افزایش سطح رادیواکتیویته در خط لوله‌ی بخار خروجی از مولد بخار آسیب دیده"، "کاهش فشار خنک‌کننده مدار اول"، "افزایش سطح ارتفاع آب تغذیه درون مولد بخار مذکور" و "کاهش سطح ارتفاع خنک‌کننده درفشارنده" می‌شود.

پس از مدل‌سازی این حادثه، پارامترهای اصلی حاصل به صورت کیفی و بصری با نتایج گزارش ایمنی نیروگاه مقایسه گردید. دبی خنک‌کننده و فشار ورودی به مولد بخار در شکل ۲ آورده شده است. فشار و دمای بخار خروجی از مولد بخار در شکل ۳ به تصویر در آمده است. بررسی‌های اولیه معرف مدل‌سازی مناسب حادثه است.



شکل ۲. مقایسه دبی خنک‌کننده (سمت چپ) و فشار (سمت راست) ورودی به مولد بخار



شکل ۳. مقایسه سطح آب (سمت راست) و فشار بخار خروجی (سمت چپ) مولد بخار

۴. تبدیل فوریه سریع

برای صحت سنجی کمی از روش مبتنی بر تبدیل فوریه سریع استفاده می‌شود. در این روش، میزان سازگاری بین مقادیر تجربی و مقادیر محاسباتی تعیین می‌شود. یک فرآیند فیزیکی می‌تواند در حوزه زمان با $F(t)$ به‌عنوان تابعی از زمان و یا در حوزه فرکانس با $F(t)$ به‌عنوان تابعی از فرکانس معرفی گردد. تبدیل فوریه سیگنال $F(t)$ به صورت زیر نوشته می‌شود:

$$\tilde{F}(f_n)=\int_{-\infty}^{\infty}F(t)e^{2\pi i f_n t}dt\approx\sum_{k=0}^{N-1}\tau F(t_k)e^{2\pi i f_n t_k} \qquad (۱)$$

که τ فاصله زمانی بین دو نمونه‌برداری متوالی است.

$$f_n=n/N \qquad (۲)$$

در این رابطه N تعداد کل نقاط گسسته است. این تبدیل گسسته را می‌توان به صورت زیر نوشت:

$$\tilde{F}_n=\sum_{k=0}^{N-1}F(t_k)e^{2\pi ikn/N} \qquad (۳)$$

این تبدیل فوریه را می‌توان با الگوریتم‌های تبدیل فوریه سریع محاسبه کرد. روش FFTBM یکی از روش‌های تبدیل فوریه سریع است که نقاط m از رابطه زیر محاسبه می‌شود:

$$N=2^{m+1} \qquad (۴)$$

در این روش تفاضل بین مقادیر محاسباتی ($F_{cal}(t)$) و تجربی ($F_{\exp}(t)$) را موردبررسی قرار می‌گیرد:

$$\Delta F(t)=F_{cal}(t)-F_{\exp}(t) \qquad (۵)$$

در این روش می‌بایست تبدیل فوریه n نقطه‌ای گرفت. بنابراین تعداد نقاط از رابطه زیر به دست می‌آید:

$$n=2^m \quad ,m=8,9,10,11 \qquad (۶)$$

دامنه متوسط (AA) و فرکانس وزن شده (WF)، از مشخصه‌های اصلی صحت شبیه‌سازی، از روابط زیر محاسبه می‌شود:

$$AA=\frac{\sum_{n=0}^{2^m}\left|\Delta\tilde{F}(f_n)\right|}{\sum_{n=0}^{2^m}\left|\tilde{F}_{\exp}(f_n)\right|} \qquad WF=\frac{\sum_{n=0}^{2^m}\left|\Delta\tilde{F}(f_n)\right|f_n}{\sum_{n=0}^{2^m}\left|\tilde{F}_{\exp}(f_n)\right|} \qquad (۷)$$

مقدار دامنه متوسط نمایانگر بزرگی اختلاف بین مقادیر محاسباتی و مقادیر تجربی می‌باشد. اگر این دو مقدار با هم مساوی باشند یعنی خطا نداریم و تابع خطا صفر می‌شود و در نتیجه $AA=0$ به دست می‌آید و در حالت کلی هر چه

مقدار دامنه متوسط کوچکتر باشد بیانگر این امر است که شبیه‌سازی به خوبی صورت پذیرفته است. فرکانس وزن شده، محدوده‌ی خطا را مشخص می‌کند. برای مثال یک فرکانس وزن شده کوچک، یعنی اینکه اختلاف بین مقادیر تجربی و محاسباتی، در فرکانس‌های پایین دارای اهمیت بیشتری است. در کل تاثیر و اهمیت دامنه متوسط قابل مقایسه با فرکانس وزن شده نیست و AA پارامتر اصلی ما محسوب می‌شود. مقادیر فاکتور وزنی هر پارامتر در مرجع [۲] پیشنهاد داده‌شده است. این مقادیر محاسبه و در جدول ۲ ارائه شده است. برای اینکه کلیت صحت مدل‌سازی بررسی شود نیاز به ترکیب مقادیر مختلف دامنه متوسط و فرکانس وزن شده و به دست آوردن یک دامنه متوسط کلی (AA_{total}) و فرکانس وزن شده کلی (WF_{total}) داریم، این امر به کمک روابط زیر محقق می‌شود:

$$AA_{total} = \sum_{i=1}^{k} AA_i w_{fi} \qquad WF_{total} = \sum_{i=1}^{k} WF_i w_{fi} \tag{۸}$$

مقدار AA_{total} برابر ۰/۰۶۲۸۲ و WF_{total} برابر ۰/۲۳۳۴۲ است. محدوده‌ی AA_{total} که مورد قبول تمامی منابع معتبر است وجود دارد که عبارت است از[۲]: "$AA_{total} \leq 0.3$ پیش بینی بسیار خوب"، "$0.3 < AA_{total} \leq 0.5$ پیش بینی خوب"، "$0.5 < AA_{total} \leq 0.7$ پیش بینی ضعیف" و "$AA_{total} > 0.7$ پیش بینی بسیار ضعیف" است. بنابراین می‌توان نتیجه گرفت که شبیه‌سازی و نتایج آن در رده‌ی بسیار خوب قرار دارد.

جدول ۲. AA و WF برای پارامترهای مختلف مولد بخار

پارامتر	فاکتور وزنی (w_f)	WF	$WF \times w_f$	AA	$AA \times w_f$
دبی خنک‌کننده در ورودی	۰,۱۲۲	۰,۱۹۸۶	۰,۰۲۴۲۳	۰,۰۲۸۳	۰,۰۰۳۴۵
فشار خنک‌کننده در ورودی	۰,۲۴۴	۰,۲۵۶۷	۰,۰۶۲۶۳	۰,۰۷۸۵	۰,۰۱۹۱۵
فشار خنک‌کننده در خروجی	۰,۲۴۴	۰,۲۴۵۹	۰,۰۵۰۱۲	۰,۰۸۳۸	۰,۰۲۰۴۵
فشار بخار خروجی	۰,۲۴۴	۰,۱۹۶۴	۰,۰۴۷۹۲	۰,۰۱۹۹	۰,۰۰۴۸۶
دما بخار	۰,۱۹۵	۰,۱۴۴	۰,۰۲۸۰۸	۰,۰۱۴۷	۰,۰۰۲۸۷
ارتفاع سطح آب تغذیه	۰,۱۹۵	۰,۱۰۴۸	۰,۰۲۰۴۴	۰,۰۶۱۳	۰,۰۱۱۹۵

۵. نتیجه‌گیری

ایمنی در نیروگاه‌های هسته‌ای از جایگاه مهمی در ساخت، راه‌اندازی و بهره‌برداری نیروگاه‌های هسته‌ای برخوردار است. مدل‌سازی دقیق حوادث احتمالی در این نیروگاه‌ها باعث فهم دقیق رفتار سیستم و پی‌بردن به نقاط ضعف سیستم می‌شود. در این مقاله حادثه نشت مدار اول به مدار دوم مولد بخار در نیروگاه بوشهر بررسی شده است. ارزیابی نتایج حاصل با استفاده از روشی مبتنی بر تبدیل فوریه سریع انجام شده است. مقدار دامنه متوسط به‌دست‌آمده به‌گونه‌ای است که مدل‌سازی را در محدوده بسیار خوب قرار می‌دهد.

۶. مراجع

[1] A. Prosek , B. Kvizda , B. Mavko , T. Kliment, Quantitative assessment of MCP trip transient in VVER, Nucl. Eng. Des., 2004.
[2] Andrej Prosek , Francesco D'Auria , Borut Mavko , 'Review of quantitative accuracy assessments with fast Fourier transform based method (FFTBM)' , Nucl. Eng. Des., 2002.
[3] S.Shahedi , J.Jafari , M.Boroushaki , F.D'Auria, Development of a qualified nodalization for small-break LOCA transient analysis in PSB-VVER integral test facility by Relap5 system code, Nucl. Eng. Des., 2010.
[4] Atomic Energy Organization of IRAN, Final Safety Analysis Report, Chapter 15, 2008.
[5] S. Abbasi, K. Hadad, Analysis of the loss of heat sink transients in the secondary circuit of a VVER-1000 using RELAP5/MOD3.2, Ann. Nucl. Energy 47, 28-37, 2012.