



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

بررسی خواص مکانیکی محفظه ی ایمنی راکتور AP1000 در شرایط وخیم حادثه ی LOCA

شهرام شیخی^۱، سعید طالبی^{۱*}، ایمان معصومی^۲

^۱دانشگاه صنعتی امیرکبیر، دانشکده مهندسی انرژی و فیزیک، گروه مهندسی راکتور

^۲دانشگاه صنعتی امیرکبیر، دانشکده مهندسی مکانیک، گروه مهندسی ساخت و تولید

چکیده:

هر گونه شکستگی در سیستم خنک کننده راکتور، باعث خروج بسیار سریع خنک کننده از محل شکستگی و وقوع حادثه از دست رفتن خنک کننده (LOCA) می شود. به دنبال این حادثه، فشار و دما در محفظه ی ایمنی افزایش یافته و وقوع آسیب های جبران ناپذیر به محفظه ی ایمنی راکتور محتمل می شود. در این مقاله، رفتار ترمودینامیکی محفظه ی ایمنی راکتور AP1000 حین حادثه ی LOCA توأم با ازدست رفتن سیستم PCCS، بوسیله ی نرم افزار MATLAB شبیه سازی شده است و تغییرات دما و فشار داخل محفظه و پروفیل دما در پوشش فلزی آن، به دست آمده است سپس تغییرات خواص مکانیکی پوشش فلزی محفظه ی ایمنی، شامل مدول الاستیک، استحکام و تنش مورد تجزیه و تحلیل قرار گرفته است.

کلیدواژه: راکتور AP1000، حادثه ی LOCA، محفظه ی ایمنی، تنش، مدول الاستیک

مقدمه

محفظه ی ایمنی راکتور آخرین سد در برابر خروج مواد رادیواکتیو از راکتور به محیط زیست است و حفظ یکپارچگی آن از اهمیت ویژه ای برخوردار است. عملکرد محفظه ی ایمنی راکتور AP1000 در زمان حادثه ی LOCA به عنوان حادثه ی مبنای طراحی، در تجزیه و تحلیل ایمنی راکتور بررسی شده است و در صورت عملکرد سیستم PCCS، خطری متوجه محفظه ی ایمنی نخواهد بود حالت وخیم تر حادثه زمانی خواهد بود که این سیستم عمل نکند.

حادثه به دو مرحله ی مجزا تقسیم می شود: ۱- مرحله ی تخلیه ی پرفشار (Blow Down Phase): این مرحله با شروع حادثه آغاز شده و تا زمان برابر شدن فشار سیستم خنک کننده راکتور با فشار محفظه ی ایمنی ادامه می یابد؛ ۲- مرحله ی خنک سازی طولانی مدت (Long Term Cooling Phase): در این مرحله انرژی حرارتی موجود در سیستم خنک کننده راکتور، مولدهای بخار و همچنین حرارت پسمان قلب راکتور به درون محفظه ی ایمنی رها شده و توسط سیستم های خنک کننده نظیر PCCS برداشت می شود. [۱]



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

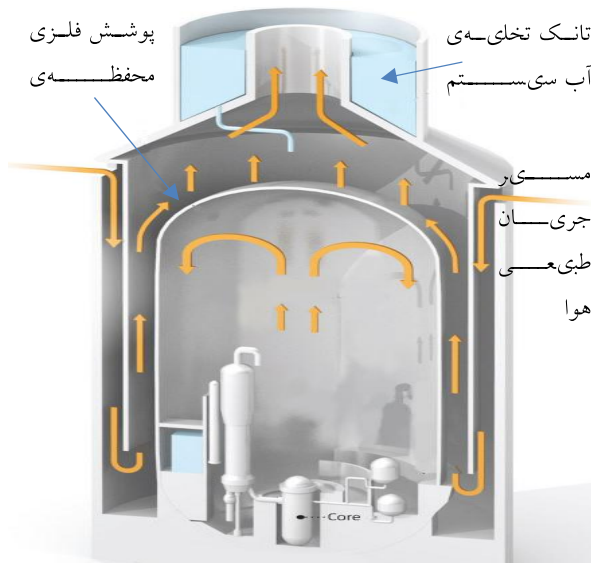
۷ و ۶ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

محفظه‌ی ایمنی راکتور AP-1000 از نوع استوانه‌ای دو لایه (شکل ۱)، مجهز به سیستم خنک‌کنندگی غیرفعال (PCCS) است. لایه‌ی داخلی یک پوشش فولادی یکپارچه، با ته‌پوش و سرپوش بیضی‌گون می‌باشد که بوسیله‌ی یک پوشش بتونی احاطه شده است. مشخصات محفظه‌ی ایمنی راکتور AP1000 در جدول آمده است. [۲]



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان



شکل ۱ محفظه‌ی ایمنی راکتور AP1000

جدول ۱ مشخصات محفظه‌ی ایمنی راکتور AP1000

پارامتر	مقدار
حجم محفظه‌ی ایمنی (m^3)	۵۸۹۶۹/۰۶۷
ضخامت محفظه‌ی ایمنی (m)	۰/۰۴۴۴
شعاع داخلی محفظه‌ی ایمنی (m)	۱۹/۸۱۲
ارتفاع محفظه‌ی ایمنی (m)	۶۵/۶۳۴
جنس پوشش فولادی	SA738,G.B
دبی جرمی هوا در ورودی (kg / s)	۷۸۸/۰۵
ارتفاع فعال انتقال حرارتی (m)	۴۷/۸۲۰۹
فشار طراحی (bar)	۵/۰۶۸
دمای طراحی ($^{\circ}C$)	۱۴۸/۹
قطر بزرگ قسمت بیضی‌گون (m)	۳۹/۶۲۴
ارتفاع قسمت بیضی‌گون (m)	۱۳/۱۸۳

اکثر فولادهای کم کربن نظیر SA738 نسبت به تغییرات دمایی حساس هستند. در دماهای بالا کاهش استحکام موجب افت تنش مجاز قابل تحمل در سازه می‌گردد و در دماهای پایین تردی و شکنندگی موجب کاهش کارایی و عمر سازه می‌شود. به کارگیری این فولادها در رنج ایمن آنها باعث افزایش قابلیت اطمینان آنها می‌شود.

روش کار

محفظه‌ی ایمنی در شبیه‌سازی ترمودینامیکی، به عنوان یک حجم کنترل در نظر گرفته شده است؛ این حجم کنترل در حین حادثه به دو بخش استخر، محتوی خنک‌کننده راکتور و جو، شامل بخار آب و گازهای تراکم‌ناپذیر تقسیم شده است. معادلات پایستگی جرم و انرژی و هم چنین معادلات ناظر بر حالت ترمودینامیکی توده‌ی سیال



بیست و یکمین کنفرانس هشتاد و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

درون محفظه در زیر آمده است، با استفاده از این معادلات دما و فشار در هر لحظه، در محفظه‌ی ایمنی بدست می‌آید. [۳]

$$\frac{dU_p}{dt} = q_{bw} + q_{hs,cond} + q_{p,cond} - q_{p,evp} + q_{p,c} - q_{wk} \quad ; \quad \frac{dm_p}{dt} = \dot{m}_{bw} - \dot{m}_{p,evp} + \dot{m}_{p,cond} + \dot{m}_{hs,cond}$$

Error! Bookmark not defined.

$$\frac{dU_g}{dt} = q_{bs} + q_{p,evp} - q_{hs,c} - q_{p,c} - q_{hs,cond} - q_{p,cond} + q_{wk} \quad ; \quad \frac{dm_g}{dt} = \dot{m}_{bs} + \dot{m}_{p,evp} - \dot{m}_{hs,cond} - \dot{m}_{p,cond}$$

Error! Bookmark not defined.

$$U_p = m_p h_p - PV_p \quad ; \quad U_g = m_{nc} h_{nc} + m_v h_v - PV \quad \text{Error! Bookmark not defined.}$$

defined.

به ترتیب جرم و انرژی درونی استخر و بخار آب، $\dot{m}_{p,cond}$ و $\dot{m}_{p,evp}$ آهنگ تبخیر و چگالش آب در سطح آب استخر، $\dot{m}_{hs,cond}$ آهنگ چگالش بخار بر روی جداره‌ها، \dot{m}_{bw} ، q_{bw} و q_{bs} دبی جرمی و آهنگ انرژی آب و بخار آب خروجی از محل شکستگی، $q_{p,c}$ ، $q_{p,evp}$ و $q_{p,cond}$ حرارت منتقل شده بین جو و استخر از طریق جابه‌جایی، تبخیر و چگالش، $q_{hs,c}$ و $q_{hs,cond}$ به ترتیب برداشت حرارت از طریق جابه‌جایی و از طریق چگالش بخار بر روی جداره‌های محفظه، q_{wk} کار انجام شده بوسیله مخلوط گازی در جو بر روی آب استخر، m_p ، m_{nc} ، h_p ، h_v و h_{nc} جرم و آنتالپی ویژه بخار، آب و گازهای تراکم‌ناپذیر، P_v ، P_{nc} ، P فشار جزئی بخار، گازهای تراکم‌ناپذیر و فشار کلی مخلوط گازی در جو، V_p و V حجم آب استخر و حجم آزاد سلول و T دمای مخلوط گازی در جو می‌باشد. برای محاسبه‌ی فشار نیز از روابط زیر استفاده شده است [4]:

$$P = P_v + P_{nc} \quad ; \quad P_v = p_{saturation}(T) \quad ; \quad P_{nc} = \frac{M_{nc} R_{nc} T}{V} \quad \text{Error!}$$

Bookmark not defined.

انتقال جرم و حرارت بین جو و آب استخر و همچنین جداره‌های راکتور با کمک روابطی که به اعداد بدون بعدی نظیر ناسلت Nu ، گراش Gr ، رینولد Re ، پرنرال Pr ، اشمیت Sc و شرود Sh وابسته است محاسبه می‌شود. این اعداد خود نیز وابسته به خواص فیزیکی سیال است که در دمای لایه‌ی مرزی محاسبه می‌شود. تمامی خواص لایه‌ی مرزی براساس روابط توصیه شده در مرجع [۵] محاسبه شده است. نرخ انتقال حرارت در سازوکارهای انتقال حرارتی شامل چگالش (یا تبخیر)، جابه‌جایی و رسانش از روابط زیر محاسبه شده است:

$$q_c = h_c (T_g - T_{if,p}) \quad ; \quad q_{cond} = \dot{m}_{cond} h_{v,b} \quad ; \quad q_{evp} = \dot{m}_{evp} h_{v,if} \quad ; \quad q_{conduction} = \frac{(T_{inner} - T_{outer}) 4\pi r_{inner} r_{outer} k}{r_{outer} - r_{inner}}$$

Error! Bookmark not defined.

r شعاع، T دما، k و h ضریب انتقال حرارت رسانشی و جابه‌جایی و اندیس if و b به معنای محاسبه در لایه مرزی و توده‌ی سیال می‌باشد. برای محاسبه‌ی شار جرمی نیز از روابط استفان، استفاده شده است [۵]:



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

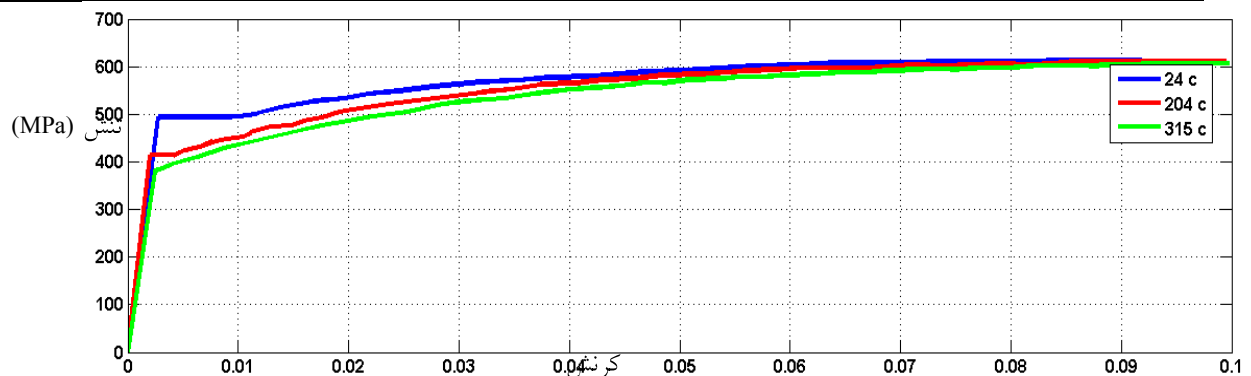
$$\dot{m}_{cond} = k_g \rho_{v,b} \frac{P_T}{P_{v,b}} \ln \frac{P - P_{v,if}}{P - P_{v,b}} \quad ; \quad \dot{m}_{evp} = k_g \rho_{v,b} \frac{P}{P_{v,b}} \ln \frac{P - P_{v,b}}{P - P_{v,if}} \quad ; \quad k_g = \frac{h_c}{C_p \rho} \left(\frac{Pr}{Sc} \right)^{1-n}$$

Error! Bookmark not defined.

n برای جریان آشفته 1/3 و برای جریان آرام 1/4 است. $\rho_{v,b}$ نیز چگالی بخار در توده سیال است. برای محاسبه نفوذپذیری بخار در گازهای تراکم‌ناپذیر نیز از مدل WL-HBS مرجع [۶] استفاده شده است. پس از محاسبه پروفیل دما در پوشش فولادی محفظه ایمنی، و هم چنین تغییرات فشار در داخل آن می‌توان خواص مکانیکی فولاد را در شرایط حادثه بررسی کرد. ترکیب شیمیایی فولاد SA-738 Gr.B و نمودار تنش - کرنش مهندسی به ازای چند دما در ادامه آمده است.

جدول ۲ ترکیب شیمیایی فولاد SA-738 Grade B [۷]

C	Si	Mn	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Cu	Nb	V
≤ 0.2	0.15	$t < 63.5$	$t > 63.5$	≤ 0.03	≤ 0.03	≤ 0.3	≤ 0.3	≤ 0.6	≤ 0.3	≤ 0.0	≤ 0.0
0	/			0	0	0	0	0	5	4	7
	0.55	0.90/1.5	0.90/1.6								



شکل ۲ نمودار تنش - کرنش فولاد SA738 Gr.B [۸]

ملاحظه می‌شود افزایش دما باعث کاهش بیشترین تنش مجاز ماده شده است. مدول الاستیک رابطه مستقیم با سفتی و استحکام مواد دارد. هرچه مدول الاستیک مواد بالاتر باشد در نمودار تنش - کرنش آن ماده نقطه تسلیم تنش بالاتری دارد. برای محاسبه تنش تسلیم از قانون هوک رابطه‌ی (۷) استفاده شده است. تغییرات تنش بر حسب تغییرات فشار وارد بر محفظه‌ی استوانه‌ای و قسمت گنبدی شکل نیز از روابط (۸) و (۹) محاسبه شده است [۹]:

$$\sigma = \varepsilon E \quad \text{Error! Bookmark not defined.} \quad ; \quad \sigma = \frac{P(r+0.2t)}{t} \quad \text{Error! Bookmark not defined.} \quad ;$$

$$\sigma = \frac{P(D+0.6t)}{2t} \quad \text{Error! Bookmark not defined.}$$



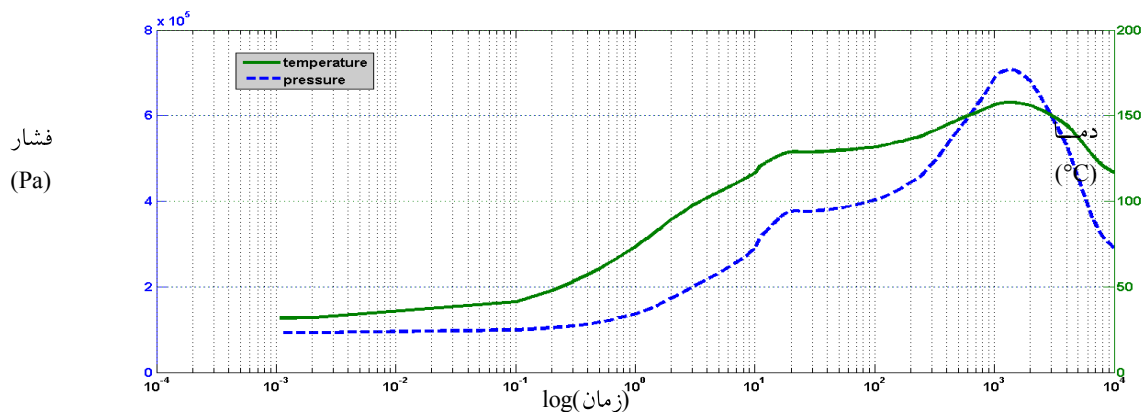
بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

در روابط بالا σ تنش، P فشار داخل محفظه، r و t، به ترتیب شعاع داخلی و ضخامت پوشش فلزی، D قطر داخلی قسمت گنبدی شکلی باشد.

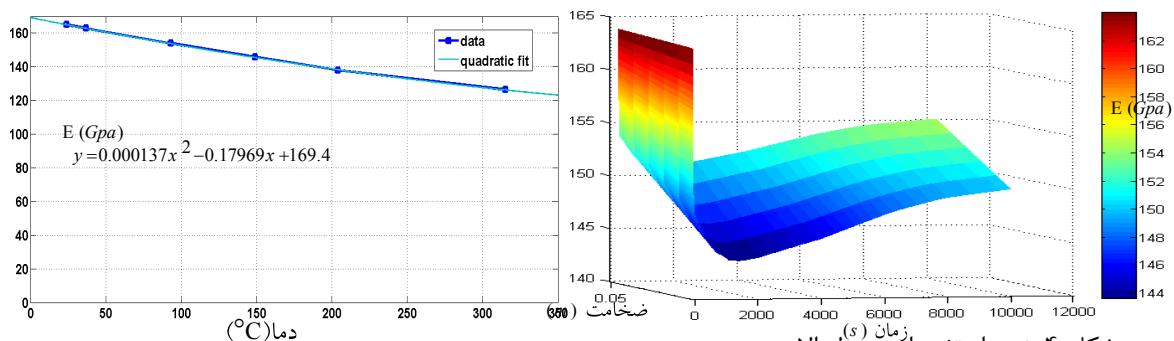
نتایج

در شکل ۳ منحنی تغییرات فشار و دما، محاسبه شده بوسیله کد MATLAB به صورت تابعی از زمان در حالتی که سیستم PCCS غیرفعال است ارائه شده است.



شکل ۳ تغییرات دما و فشار محفظه ایمنی در شرایط وخیم حادثه LOCA

با استفاده از نمودار تنش کرنش رابطه تغییرات مدول الاستیک با دما (شکل ۵) استخراج شده است. همانگونه که مشخص است افزایش دما موجب کاهش این پارامتر می شود به طوری که با افزایش ۳۰۰ درجه ای در دما مدول الاستیک ۲۵٪ کاهش خواهد داشت. حال با استفاده از رابطه بدست آمده می توان تغییرات مدول الاستیک در حین حادثه را بررسی کرد. نتیجه در شکل ۴ ارائه شده است.



شکل ۴ نمودار تغییرات مدول الاستیک با دما برای فولاد SA 738 Gr B

همانطور که انتظار می رود افزایش دما از سطح داخلی به سطح خارجی با گذشت زمان کاهش پیدا می کند لذا کاهش مدول الاستیک نیز کمتر خواهد شد. حال با استفاده از قانون هوک می توان استحکام (تنش تسلیم) را در کمینه مدول الاستیک محاسبه نمود:

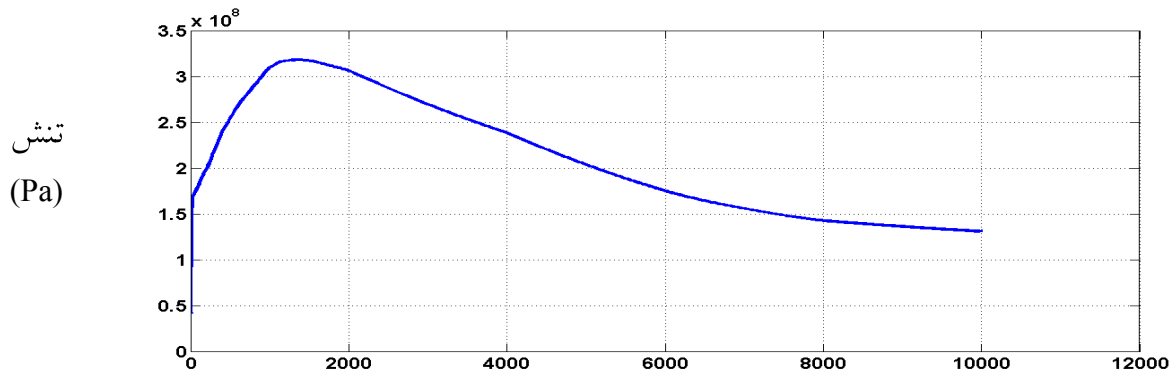
$$\sigma = 143.5950 \times 0.003 = 0.4308 \text{ GPa}$$



بیست و یکمین کنفرانس هشتاد و یکم ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

تغییرات تنش با توجه به چگونگی تغییرات فشار درون محفظه از رابطه‌ی (۱) و (۹) بدست آمده و در شکل ۶ ارائه شده است. ملاحظه می‌شود بیشینه‌ی تنش $0.32 GPa$ می‌باشد که از مقدار تنش تسلیم محاسبه شده یعنی $0.43 GPa$ کمتر است.



شکل ۶ نمودار تغییرات تنش با زمان در شرایط وخیم حادثه‌ی LOCA (s) زمان

بحث و نتیجه‌گیری

با توجه به نمودار تغییرات فشار، در ابتدای حادثه، فشار به سرعت در اثر رویدادهای مرحله‌ی تخلیه‌ی پرفشار افزایش می‌یابد اما با افزایش نرخ برداشت حرارت از جداره‌ها افزایش سطح فشار متوقف می‌شود. سپس در مرحله‌ی خنک‌سازی طولانی مدت به دلیل رهاسازی انرژی حرارتی سیستم خنک‌کننده راکتور، مولدهای بخار و همچنین انرژی پسمان قلب به داخل محفظه‌ی ایمنی سطح فشار دوباره شروع به افزایش می‌کند و به یک بیشینه در ۱۸۰۰ ثانیه بعد از حادثه می‌رسد. در این زمان تبخیر آب سیستم PCCS به شکل مؤثری پوشش فلزی محفظه-ی ایمنی را خنک ساخته و فشار به آهستگی کاهش می‌یابد. در صورت عدم کارکرد مطلوب سیستم PCCS بیشینه‌ی فشار ثانویه از مقدار طراحی $5/07$ بار تجاوز کرده و به مقدار حدود ۷ بار می‌رسد در این حالت حادثه فراتر از مبنای طراحی خواهد بود با این وجود محاسبات نشان می‌دهد تنش همچنان کمتر از مقدار تسلیم می‌باشد و خطری یکپارچگی محفظه‌ی ایمنی را تهدید نمی‌کند.

منابع

[۱] Evaluation of the Effect of the AP1000 Enhanced Shield Building Design on the Containment Response and Safety Analyses, Pittsburgh: Westinghouse Electric Company LLC, 2011.

[۲] Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 19, Section 3.8, Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission, 2011.

[۳] K. Murata, . D. Williams . J. Tills, Code manual for CONTAIN 2.0 a computer code for nuclear reactor containment analysis, Albuquerque, NM: Sandia National Laboratories, 1997.



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۷ و ۶ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

- [۴] F. Rahim, M. Rahgoshay S. Mousavian, "A Study of Large Break LOCA in the AP1000 Reactor Containment", *Progress in Nuclear Energy*, pp. 132-137, 2012
- [۵] R. Bird, W. Steward و E. Lightfoot, *Transport Phenomena*, New York, NY: John Wiley, 1960.
- [۶] R. Perry, D. Green و J. Maloney, *Perry's Chemical Engineer's Handbook*, 7th, New York, NY: McGraw-Hill, 1997.
- [۷] O. Hirofumi, A. Kiyomi و M. Yutaka, "Development of SA-738 Gr. B High Strength Steel Plate with Excellent Toughness for Power Generating Plants," JFE TECHNICAL REPORT, 2013
- [۸] E. Klamerus, M. Bohn, D. Wesley, etc, *Containment Performance Of Prototypical Reactor Containments Subjected To Severe Accident Conditions*, Chicago: Sandia National Laboratories, 1996.
- [۹] ASME, Section III, division 1, rules for construction of nuclear facility component, New York, NY: ASME, 2010.