

Determination of the seismic fragility curve of the containment in pressurized water reactors by considering different failure modes

Majid Alinejad¹, Reza Saberi*², Sahand Zeinalzadeh Hamid³

1- PhD student of Earthquake Engineering, International Institute of Earthquake Engineering and Seismology (IIEES), Tehran, Iran

2- Assistant Professor, Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI), Tehran, Iran

3- Master's Degree, Islamic Azad University of Tabriz, Tabriz, Iran

ABSTRACT

The containment structure of nuclear reactors is the most crucial barrier to releasing radioactive materials into the environment and protecting the reactor against external hazards such as earthquakes and floods. After the Fukushima nuclear accident, the safety of this structure in the earthquake has received much attention. Iran is also located in a region with high and very high seismic hazards and is essential. In this study, the seismic fragility curve of the containment structure of pressurized water reactors used in Bushehr has been determined by considering different failure modes. For this purpose, a computer model simulated in ABAQUS software and incremental dynamic analysis (IDA) have been used. The finite element model has been validated using a lumped mass model. Different failure modes are defined in terms of critical stresses in concrete, rebar, tendons, and steel plate attached to the containment body. Critical points of containment have been identified in terms of these failures. Concrete materials fail at a lower acceleration than other materials. At peak ground accelerations of less than 0.2 g, concrete remains elastic, and no cracks are formed; however, at peak ground accelerations of 2.2 g to 2.75 g, concrete cracks of more than 2 mm form, which allow the release of radioactive materials into the environment. The parameters of fragility, median acceleration capacity, and logarithmic standard deviation of median acceleration capacity were determined to be 2.251 and 0.155, respectively.

ARTICLE INFO

Receive Date: 03 July 2021

Revise Date: 31 January 2022

Accept Date: 04 March 2022

Keywords:

Containment
Seismic fragility curves
Incremental dynamic analysis
Pressurized water Reactors
Failure Modes

All rights reserved to Iranian Society of Structural Engineering.

doi: <https://doi.org/10.22065/jsce.2022.293405.2482>

*Corresponding author: Reza Saberi.

Email address: rsaberi@aeoi.org.ir

تعیین منحنی شکنندگی لرزه‌ای سازه پوشش ایمنی راکتورهای هسته‌ای تحت فشار

با در نظر گیری مودهای مختلف خرابی

مجید علی نژاد^۱، رضا صابری^{۲*}، سهند زینالزاده حمید^۳

۱- دانشجوی دکتری مهندسی زلزله، پژوهشگاه بین‌المللی زلزله‌شناسی و مهندسی زلزله، تهران، ایران.

۲- استادیار پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، تهران، ایران

۳- فارغ التحصیل کارشناسی ارشد مهندسی عمران، دانشکده فنی مهندسی، دانشگاه آزاد اسلامی تبریز، تبریز، ایران

چکیده

سازه‌ی پوشش ایمنی راکتورهای هسته‌ای، مهمترین مانع برای انتشار مواد رادیواکتیو به محیط و محافظت از راکتور در برابر خطرات خارجی نظیر زلزله و سیل می‌باشد. با توجه به حادثه‌ی هسته‌ای فوکوشیما بحث ایمنی این سازه در زلزله مورد توجه زیادی قرار گرفته است. کشور ایران نیز در ناحیه با خطر لرزه‌ای زیاد و خیلی زیاد واقع شده است و از این نظر دارای اهمیت است. در این مطالعه منحنی شکنندگی لرزه‌ای پوشش ایمنی راکتورهای هسته‌ای تحت فشار که در بوشهر از این نوع استفاده شده است، با در نظر گیری حالت‌های مختلف خرابی تعیین شده است. برای این منظور از مدل کامپیوتری شبیه‌سازی شده در نرم‌افزار آباکوس و از تحلیل دینامیکی فزاینده (IDA) استفاده شده است. مدل کامپیوتری المان محدود با استفاده از مدل جرم متمرکز صحت‌سنجی گردیده است. حالات مختلف خرابی بر حسب تنش‌های گسیختگی در بتن، میلگرد، تاندون‌ها و صفحه فولادی پوششی متصل به بدنه‌ی پوشش ایمنی تعریف گردیده‌اند. نقاط بحرانی پوشش ایمنی بر حسب این حالات خرابی شناسایی شده‌اند. مصالح بتنی در شتابی کوچکتر نسبت به سایر مصالح، دچار گسیختگی می‌شوند در حداکثر شتاب‌های کمتر از 0.2g بتن در حالت الاستیک باقی می‌ماند و در آن هیچ ترکی ایجاد نمی‌شود. ولی در حداکثر شتاب‌های 2.2g تا 2.75g بتن دچار ترک‌های بیش از ۲ میلیمتر می‌شوند که امکان انتشار مواد رادیواکتیو به محیط را فراهم می‌سازد. پارامترهای شکنندگی لرزه‌ای میانه شتاب گسیختگی و انحراف معیار لگاریتمی شتاب گسیختگی به ترتیب برابر ۲/۲۵۱ و ۰/۱۵۵ تعیین گردیدند.

کلمات کلیدی: پوشش ایمنی نیروگاه هسته‌ای، منحنی شکنندگی لرزه‌ای، تحلیل دینامیکی فزاینده، راکتورهای هسته‌ای تحت فشار

شناسه دیجیتال:		سابقه مقاله:				
doi:	https://doi.org/10.22065/jsce.2022.293405.2482	چاپ	انتشار آنلاین	پذیرش	بازنگری	دریافت
	10.22065/jsce.2022.293405.2482	۱۴۰۱/۱۰/۳۰	۱۴۰۰/۱۲/۱۳	۱۴۰۰/۱۲/۱۳	۱۴۰۰/۱۱/۱۱	۱۴۰۰/۰۴/۱۲
				نویسنده مسئول: رضا صابری rsaberi@aeoi.org.ir		پست الکترونیکی:

۱- مقدمه

صنعت هسته‌ای، با توجه به کاربردهای گسترده‌ای که در زمینه‌های تولید نیرو، پزشکی و صنعتی دارد در حال گسترش روزافزون در سطح کشور می‌باشد. یکی از ارکان اصلی در ساخت و بهره‌برداری از تاسیسات هسته‌ای، توجه ویژه به مسائل ایمنی و حفاظت پرتوی آن‌ها در برابر رویدادهای داخلی و حوادث خارجی نظیر زلزله می‌باشد. با توجه به نقشه‌های پهنه‌بندی خطر لرزه‌ای در سطح کشور، اغلب نقاط ایران در محدوده‌ی با خطر نسبی زیاد یا خیلی زیاد واقع شده‌اند، بنابراین در استفاده از اینگونه تاسیسات باید توجه ویژه‌ای به ایمنی آن‌ها در برابر زلزله مبذول داشت.

اهمیت ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای در برابر زلزله، با بروز حادثه‌ی هسته‌ای فوکوشیما^۱ در ژاپن، بیش از پیش مورد توجه قرار گرفته است. یکی از مهمترین اجزا نیروگاه‌های هسته‌ای برای مقابله با انتشار مواد پرتوزا به محیط در شرایط لرزه‌ای، پوشش ایمنی راکتور می‌باشد. روش‌های مختلفی برای سنجش آسیب‌پذیری پوشش ایمنی راکتور در مطالعات پیشین بکار گرفته شده است. منحنی‌های شکنندگی لرزه‌ای، یکی از ابزارهای مناسب برای این منظور می‌باشد. جهت استخراج منحنی‌های شکنندگی لرزه‌ای، از تحلیل دینامیکی فزاینده (IDA)^۲ به طور گسترده استفاده شده است [۱].

پیشارادی^۳ و همکاران [۲] در سال ۲۰۱۰ متدهای استخراج شکنندگی لرزه‌ای اجزای نیروگاه‌های هسته‌ای را با استفاده از شتاب‌نگاشت‌های لرزه‌ای مختلف و با سه روش متفاوت استخراج کرده‌اند. در این تحقیق، برای بدست آوردن ضرایب منحنی‌های شکنندگی از رویکردهای مختلفی استفاده شده است و یک فرمول دیگری برای استخراج سه فاکتور مقاومت، ظرفیت متناظر و تقاضای ایمنی سازه پیشنهاد شده است. در سال ۲۰۱۱ هوانگ^۴ و همکاران [۳] پروسه جدیدی برای انتخاب زمین‌لرزه‌ها در استخراج منحنی شکنندگی در ارزیابی خطرات احتمالاتی نیروگاه‌های هسته‌ای تحت خطر زمین لرزه پیشنهاد دادند. این پیشنهادات بطور خلاصه دربرگیرنده‌ی مقادیر مربوط به تعداد زمین لرزه‌های مقیاس شده برای هر مقیاس از g ، در نظر گرفتن شکل طیفی رکوردها و کانون زمین لرزه‌ها، می‌باشد. آن دوآن^۵ و همکاران [۴] در سال ۲۰۱۳ پوشش ایمنی بتنی را تحت تحلیل تاریخچه زمانی غیر خطی با استفاده از دو رکورد زلزله از دو ایستگاه با PGAهای متفاوت و یک رکورد مصنوعی بررسی کردند. این مقاله با مقایسه نتایج تحلیلی و تجربی نشان می‌دهد که مدل المان محدود می‌تواند رفتار سازه پوشش ایمنی را تحت زمین لرزه با دقت بالایی پیش‌بینی کند چرا که سازه نسبت به زمین لرزه‌های زمین لرزه‌هایی با PGA برابر 0.2g که منطبق با معیارهای لرزه‌ای سازه هستند، واکنش ناچیزی باید نشان دهد. مقادیر منفی از شاخص آسیب سازه ای بدان معنی است که رفتار سازه در محدوده‌ی الاستیک باقی مانده است یعنی این احتمال وجود دارد که شکست سازه‌ای پوشش ایمنی بتن آرمه تحت زمین لرزه‌هایی با PGA برابر 1/2g، در این محدوده رخ می‌دهد. سازه بتنی پوشش ایمنی مدل‌سازی شده در PGA بیشتر از 1/4g وارد مرحله گسیختگی می‌شود. مندال^۶ و همکاران [۵] در سال ۲۰۱۶ روشی جدید برای تعیین منحنی شکنندگی لرزه‌ای سازه‌ی پوشش ایمنی راکتورهای PHWR^۷ ارائه کردند. آن‌ها در این مطالعه، سه روش مبتنی بر تحلیل IDA را با روش متداول ضرایب ایمنی مورد مقایسه قرار دادند. از میان این سه روش پیشنهادی، روش مبتنی بر رگرسیون، پاسخ‌های دقیق‌تری را ارائه نمود. آن‌ها همچنین نشان دادند که، مودهای اصلی ارتعاشی سازه، با الگوی آسیب‌پذیری آن در تحلیل شکنندگی، دارای همبستگی است. ژانگ^۸ و همکاران [۶] در سال ۲۰۱۸ شکنندگی پوشش ایمنی راکتور CPR1000 را به روش المان محدود سه بعدی، و با در نظر گرفتن ابعاد هندسی دقیق و خواص غیرخطی مصالح، ارزیابی کردند. در این مطالعه با استفاده از روش مونت کارلو^۹، ۱۰۰ نمونه تصادفی از سازه‌ی پوشش ایمنی، در نظر

^۱ Fukushima^۲ Incremental Dynamic Analysis^۳ Pisharady^۴ Huang^۵ An Duan^۶ Mandal^۷ Pressurized Hot Water Reactor^۸ Jung^۹ Monte Carlo

گرفته شد. نتایج نشان داد که مود گسیختگی غالب در پوشش ایمنی راکتور، ایجاد ترک در بتن ناحیه‌ی دریچه تجهیزات و در نتیجه شکست کارکردی^{۱۰} آن می‌باشد. جین^{۱۱} و همکاران [۷] در سال ۲۰۱۹ تحلیل شکنندگی المان محدود سازه‌ی پوشش ایمنی راکتور، تحت حوادث شدید را با در نظر گرفتن خواص غیرخطی مصالح و پیش‌تنیدگی بتن سازه، انجام دادند. منحنی‌های شکنندگی لرزه‌ای در پنج نقطه-ی بحرانی، با در نظر گرفتن عدم قطعیت ذاتی و شناختی این نقاط، و سطوح اطمینان رسم شدند. نتایج بیانگر شکست کارکردی سازه در ناحیه‌ی دریچه‌ی تجهیزات بود. جین^{۱۱} و همکاران [۸] در سال ۲۰۲۰ نیز مطالعه‌ای در مورد ظرفیت شکنندگی و آسیب‌پذیری لرزه‌ای پوشش ایمنی راکتور، تحت رکوردهای شتاب نزدیک گسل، با استفاده از روش IDA و در سه سطح آسیب‌پذیری سازه انجام دادند. نتایج نشان داد که آسیب‌پذیرترین نقطه‌ی سازه بر مبنای فاکتور آسیب‌پذیری کششی، در ۸ متری از کف سازه واقع گردیده است و ظرفیت لرزه‌ای HCLPF^{۱۲} این پوشش ایمنی برای آسیب‌های کم، متوسط و زیاد، به ترتیب $g_0/452$ ، $g_0/631$ و $g_0/790$ می‌باشد. مطالعات دیگری نیز در زمینه‌ی تعیین شکنندگی لرزه‌ای پوشش ایمنی راکتورهای هسته‌ای انجام شده است [۹-۱۲].

اولین و شاید مهمترین قدم در ارزیابی شکنندگی لرزه‌ای پوشش ایمنی راکتورها، شناخت مودهای گسیختگی حاکم و تعیین مود غالب شکست می‌باشد. برای مدل‌سازی سازه‌ی پوشش ایمنی راکتورهای هسته‌ای، ویژگی‌های غیرخطی مواد مانند ترک خوردگی بتن، سختی کششی صفحات فلزی، پسماند نیروی برشی بتن، گسیختگی تاندون‌های پیش‌تنیده، گسیختگی آرماتورهای مسلح‌کننده و افت خواص مواد به خاطر درجه حرارت بالا باید در نظر گرفته شوند. نتایج تحقیقات گذشته نشان می‌دهند که سازه‌ی پوشش ایمنی راکتور در صورتی دچار شکست سازه‌ای می‌شود که ترک‌های متعددی، ابتدا در قسمت بالایی گنبد، سپس در نقطه اتصال گنبد به بخش استوانه‌ای سازه و در آخر نقطه اتصال بخش استوانه‌ای سازه و زمین اتفاق می‌افتد که این نقاط به عنوان نقاط بحرانی سازه‌ی پوشش ایمنی راکتور شناخته می‌شوند [۱۳].

با توجه به اینکه نوع راکتور موجود در نیروگاه هسته‌ای بوشهر از نوع آب تحت فشار (PWR^{۱۳}) می‌باشد، در این مطالعه منحنی شکنندگی لرزه‌ای پوشش ایمنی راکتورهای آب تحت فشار، با در نظرگیری مودهای مختلف گسیختگی و در نقاط بحرانی آن تعیین شده است. برای انجام تحلیل‌های شکنندگی از نرم‌افزار ABAQUS استفاده شده است [۱۴].

۱- مشخصات سازه‌ی پوشش ایمنی راکتور

سازه‌ی پوشش ایمنی راکتورهای هسته‌ای PWR دارای دو سازه به نام‌های پوشش اصلی (درونی) و پوشش ثانویه (بیرونی) می‌باشد. به دلیل اهمیت بیشتر سازه‌ی اصلی پوشش ایمنی، نسبت به سازه‌ی ثانویه از منظر محدودسازی انتشار مواد پرتوزا، تنها سازه‌ی اصلی پوشش ایمنی در این تحقیق مورد ارزیابی قرار گرفته است، چرا که در صورت شکست سازه‌ای پوشش ایمنی اصلی، کل سیستم کارکرد خود را از دست می‌دهد و لذا دچار شکست کارکردی می‌گردد. در ادامه‌ی این بخش مشخصات سازه‌ی پوشش ایمنی راکتور شامل ابعاد هندسی، مشخصات مصالح و نحوه‌ی شبیه‌سازی کامپیوتری سازه ارائه می‌شود.

۱-۲- ابعاد هندسی

سازه‌ی پوشش ایمنی از جنس بتن مسلح پیش‌تنیده می‌باشد که تحت فشار داخلی طراحی، بین ۵۰۰ تا ۵۵۰ کیلوپاسکال قرار دارد. این سازه علاوه بر بتن پیش‌تنیده، دارای صفحه فلزی ۶ میلی‌متری متصل به بدنه و تاندون‌های پیش‌تنیده است که در یک تیر حلقوی مهار شده‌اند. سازه‌ی پوشش ایمنی راکتور شامل گنبد، دیوار استوانه‌ای، تیر حلقوی در محل اتصال گنبد و استوانه، و دریچه‌ی تجهیزات می‌باشد لازم به ذکر است که علاوه بر دریچه تجهیزات، دو دریچه‌ی دیگر (دریچه‌ی آدم رو و دریچه‌ی اضطراری) نیز موجود هستند که در این مطالعه در نظر گرفته نشده‌اند. دریچه‌ی تجهیزات به شعاع ۳/۵ متر و به منظور جابجایی تجهیزات در بدنه‌ی استوانه‌ای قرار گرفته است.

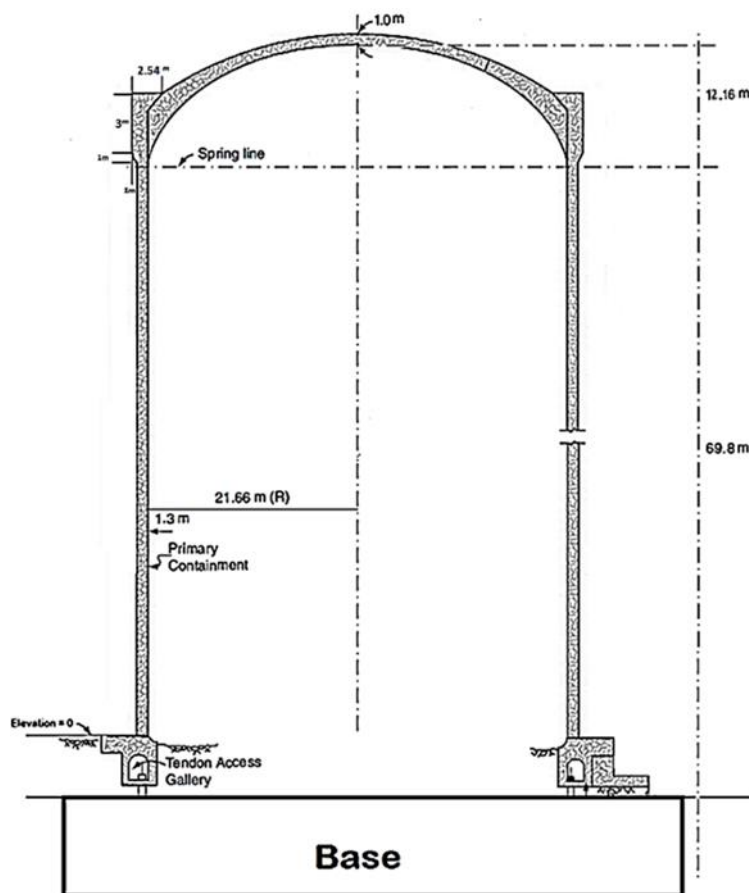
^{۱۰} Functional Failure

^{۱۱} Jin

^{۱۲} High Confidence Low Probability of Failure

^{۱۳} Pressurized Water Reactor

ضخامت دیوار در قسمت‌های مختلف گنبد و استوانه ثابت است. شعاع داخلی استوانه ۲۱/۶۶ متر و ضخامت قسمت دیوار استوانه‌ای ۱/۳ متر است. ارتفاع کل سازه‌ی پوشش ایمنی ۸۲/۹۶ متر است. برشی از سازه در شکل ۱ نشان داده شده است [۱۶].



۲-۲-۲- مشخصات مصالح

مصالح به کار رفته در سازه‌ی پوشش ایمنی شامل بتن، میلگرد، تاندون‌های پیش‌تنیده و صفحه فولادی می‌باشد. در ادامه مشخصات مصالح مصرفی آورده شده است.

۲-۲-۲-۱- بتن

مقاومت فشاری بتن بدنه‌ی استوانه‌ای و گنبد ۶۰ مگاپاسکال می‌باشد. جرم واحد حجم بتن، ضریب ارتجاعی بتن E و ضریب پواسون بتن U به ترتیب برابر با ۲۴۰۰ کیلوگرم بر متر مکعب، $10^4 \times 3/7$ مگاپاسکال و ۰/۱۷ می‌باشد [۱۵].

۲-۲-۲-۲- فولاد

فولاد مصرفی در صفحه فولادی متصل به بدنه‌ی سازه دارای تنش تسلیم ۲۹۶/۵ و تنش نهایی ۴۳۴/۴ مگاپاسکال می‌باشد. میلگردهای مورد استفاده در بتن مسلح، دارای تنش تسلیم ۴۸۶/۵ و تنش نهایی ۶۷۷/۹ مگاپاسکال است. مدول الاستیسیته صفحه‌ی فولادی و میلگردها $10^5 \times 1/86$ مگاپاسکال می‌باشد. در آخر، تاندون‌ها دارای تنش تسلیم ۱۷۹۲، تنش نهایی ۱۸۵۰ مگاپاسکال، ضریب ارتجاعی $10^5 \times 1/93$ مگاپاسکال می‌باشند. ضریب پواسون در تمامی مصالح ۰/۳ می‌باشد. خلاصه مشخصات مکانیکی مصالح فولادی در جدول ۱ آورده شده است [۱۵].

جدول ۱ مشخصات مصالح فولادی استفاده شده در مدل سازی سازه پوشش ایمنی [۱۵]

مشخصات	میلگردها	تاندون ها	صفحه فولادی
مدول الاستیسیته (MPa)	۱۸۶۱۵۹	۱۹۳۰۵۴	۱۸۶۱۵۹
تنش تسلیم (MPa)	۴۸۶/۵	۱۷۹۲	۲۹۶/۵
کرنش تسلیم (m/m)	۰/۰۰۲۶۱۳	۰/۰۰۸۷۴۵	۰/۰۰۱۵۹۳
تنش گسیختگی (MPa)	۶۷۷/۹	۱۸۵۰	۴۳۴/۴

۲- شبیه سازی کامپیوتری سازه ای پوشش ایمنی راکتور

۳-۱- مدل کردن محفظه در نرم افزار

در این مقاله، بخش های مختلف سازه ای پوشش ایمنی به صورت زیر مدل شده است:

- (۱) پوسته بتنی: پوسته بتنی محفظه به روش لایه بندی در نرم افزار مدل شده است ولی این لایه ها متصل به هم هستند و لغزشی بین آن ها وجود ندارد.
- (۲) مصالح فولادی (آرماتورها): با روش آغشته سازی^{۱۴} در نرم افزار آباکوس مدل شده اند. این بدین معنی است که بین آرماتورها و بتن هیچ لغزندگی وجود ندارد و نرم افزار، در صورت تغییر شکل سازه، هر دو را بصورت یکجا تغییر شکل خواهد داد و نیروها را هر دو با هم متحمل خواهند شد.
- (۳) نیروی فشاری گسیختگی و نهایی در بتن: با استفاده از تئوری Ducker – Pager مدل شده است.
- (۴) مد شکستگی سازه: با کرنش آرماتورهای پیش تنیده در بتن و گسیختگی صفحه ای فولادی مشخص می شود.
- (۵) بتن: خود بتن بصورت EPP^{۱۵} مدل شده است.
- (۶) عملکرد سازه: عملکرد سازه بر اساس یکپارچگی سازه مدل سازی شده است چرا که بدون یکپارچگی سازه، عملکرد صفر می شود. یعنی اگر سازه تحت نیروهای مختلف ترک بخورد، عملکرد خود را از دست می دهد که البته اندازه این ترک ها تا ۰/۲ میلیمتر می باشد.

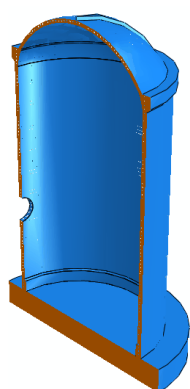
۳-۲- مشخصات مدل کامپیوتری

شبیه سازی کامپیوتری سازه ای پوشش ایمنی راکتور با استفاده از نرم افزار آباکوس نسخه ۶/۱۴ انجام شده است. بخش های مختلف سازه با ۲۲۵۸۴ المان و ۳۴۹۷۷ گره با ۱۰۸۹۶۹ درجه آزادی مدل سازی شد. بتن با استفاده از مدل پلاستیسیته شبیه سازی شد. صفحه ای فولادی از سمت داخل به بتن مسلح پوشش ایمنی متصل گردید.

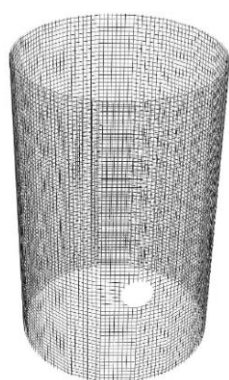
قطعات شبیه سازی شده در نرم افزار آباکوس شامل تاندون های گنبد، تاندون های حلقوی سیلندر، تاندون های عمودی سیلندر، گنبد محفظه ای اصلی، سیلندر محفظه ای اصلی، ستون های مهار تاندون های حلقوی، تیر حلقوی، گنبد و سیلندر محفظه ثانویه، صفحه فولادی (ضخامت ۶ میلی متر)، دریچه و پی سازه می باشد. مدل شبیه سازی سازه ای پوشش ایمنی در شکل ۲ نشان داده شده است.

¹⁴ Smear Approach

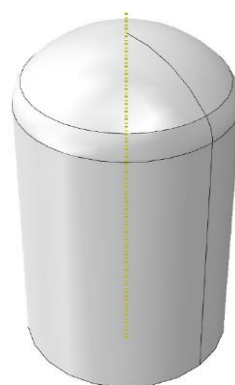
¹⁵ Elastic Perfectly Plastic



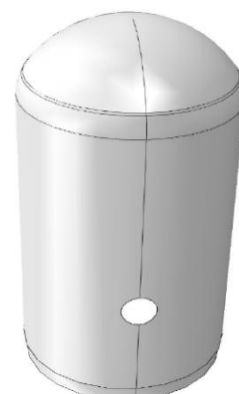
(۴) مدل کل سازه‌ی پوشش ایمنی



(۳) تاندون‌های حلقوی و عمودی سیلندر



(۲) صفحه‌ی فولادی پوششی



(۱) گنبد و سیلندر اصلی سازه

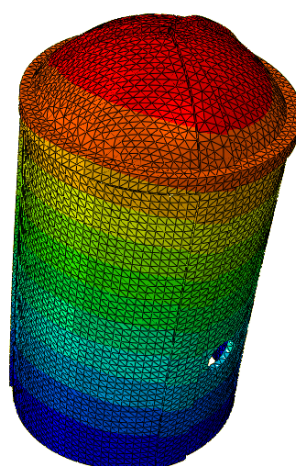
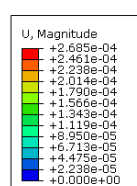
شکل ۱ بخش‌های مدل‌سازی شده در نرم‌افزار آباکوس

مشخصات کلی مدل در جدول ۲ نشان داده شده است.

جدول ۲ مشخصات سازه مورد مطالعه	
مشخصات	پوشش ایمنی اصلی
جرم کل (kg)	۴۲,۰۳۴,۱۹۶
حجم کل (m ³)	۱۶,۸۱۳/۶۸
I _{xx} (m ⁴)	۳/۱۴۲۵ e۱۰
I _{yy} (m ⁴)	۳/۱۴۲۵ e۱۰
ارتفاع (متر)	۸۲/۹۶

۳-۳- تحلیل دینامیکی مدل و صحت سنجی شبیه‌سازی

برای اطمینان از صحت مدل شبیه‌سازی، ابتدا مدل در نرم‌افزار آباکوس بطور دقیق شبیه‌سازی می‌شود، سپس تحلیل دینامیکی مودال بر روی آن انجام گرفته و در ادامه جرم و سختی سازه‌ی شبیه‌سازی شده، بر اساس تعداد مودهایی با درصد مشارکت جرمی مودی بیش از ۹۰ درصد تعیین می‌گردد. مود اول ارتعاشی سازه پوشش ایمنی در شکل (۳) نشان داده شده است.



شکل ۲ مود اول ارتعاشی پوشش ایمنی راکتور

در ادامه مدل جرم متمرکز در نرم‌افزار SAP2000 تهیه شده است. ایده‌ی روش جرم متمرکز جایگزین کردن سازه‌ای از تیر و ستون‌های اصلی با جرم پخش شده به یک ستون یا یک تیر بدون وزن با جرم‌های متمرکز توزیع یافته بر روی همان المان می‌باشد که این

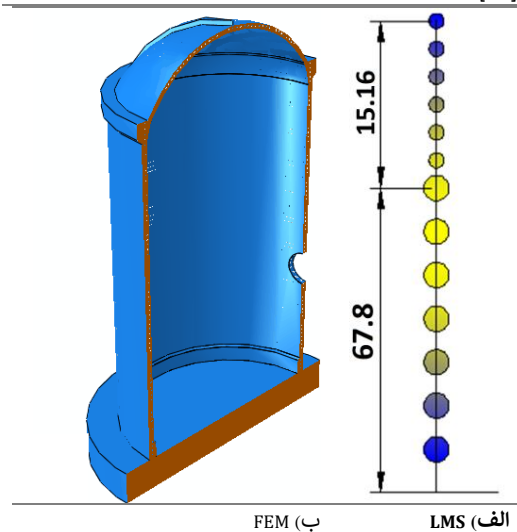
جرم‌ها در گره‌های مختلفی پخش می‌شوند. به عبارت دیگر، برای مدل جرم متمرکز، تمام اجزا به صورت توده‌ای با هم در نظر گرفته می‌شوند تا یک جرم واحد را تشکیل دهند که تحت تحلیل مودال، و بر اساس جرم، سختی و خاصیت میرایی سازه، فرکانس‌های طبیعی بدست می‌آیند [۱۶]. در شکل ۴ مدل‌سازی انجام شده در دو نرم‌افزار مذکور نمایش داده شده است.

از طریق تحلیل مودال در این دو نرم‌افزار، موده‌های اصلی سازه بدست می‌آیند. برای صحت‌سنجی مدل‌سازی انجام شده باید نتایج تحلیل مودال در هر دو نرم‌افزار را باهم مقایسه کرد که اگر اختلاف فرکانس‌های ارتعاشی مدل‌ها در هر دو نرم‌افزار کمتر از ۱۰ درصد باشد، مدل‌سازی دارای صحت کافی می‌باشد [۱۷]. فرکانس‌های محاسبه شده از تحلیل مودال به روش LMS^{16} و FEM^{17} برای سازه‌ی پوشش ایمنی در جدول ۳ ارائه شده‌اند.

مطابق جدول ۳، مقدار این اختلاف در مود اول ارتعاشی در حد ۱ درصد است. با توجه به اینکه اختلاف فرکانس‌ها در دو نرم‌افزار، کمتر از ۱۰ درصد می‌باشد، می‌توان نتیجه گرفت که سازه‌ی مدل‌سازی شده به روش FEM صحت‌سنجی شده و اعتبار کافی را داراست. همچنین با مقایسه فرکانس‌های بدست آمده با مراجع مختلف مانند [۲۲ و ۲۳]، می‌توان نتیجه گرفت که این سازه نسبت به سازه‌های مدل‌سازی شده در تحقیقات دیگر دارای صحت کافی می‌باشد. شایان ذکر است که پرورد طبیعی سازه مورد تحلیل ۳/۴۷ هرتز یا ۰/۲۸ ثانیه در نظر گرفته می‌شود.

جدول ۳ فرکانس‌های مدهای اصلی پوشش ایمنی (بر حسب هرتز)

مد	۱	۲	۳	۴	۵
FEM	۳/۴۸	۱۱/۳	۱۹/۸۷	۲۶/۷۷	۳۰/۵۸
LMS	۳/۴۷	۱۲/۰۳	۲۰/۸۸	۲۷/۴۷	۳۳/۰۱
مرجع [۲۲]	۳/۶۰۸۵	ND	ND	ND	ND
مرجع [۲۳]	۴/۲۲	ND	ND	ND	ND



شکل ۳ الف) مدل جرم متمرکز (ب) مدل اجزا محدود

۴- تهیه منحنی شکنندگی لرزه‌ای پوشش ایمنی

منحنی شکنندگی لرزه‌ای یک سازه بیانگر احتمال گسیختگی آن در سطوح مختلفی از شدت زلزله می‌باشد. این منحنی در تحلیل‌های آسیب‌پذیری و ریسک زلزله تاسیسات هسته‌ای کاربرد گسترده‌ای دارد. روش عددی استخراج منحنی‌های شکنندگی، استفاده از

^{۱۶} Lumped Mass System

^{۱۷} Finite Element Model

تحلیل دینامیکی فزاینده (IDA) می‌باشد. منحنی شکنندگی لرزه‌ای سازه‌ها اغلب تابع توزیع تجمعی احتمالاتی لاگ‌نرمال با پارامترهای میانه و انحراف معیار استاندارد در نظر گرفته می‌شود. تابع توزیع تجمعی احتمالاتی لاگ‌نرمال با استفاده از رابطه‌ی (۱) تعیین می‌شود.

$$F_i(IM) = P(d_i > DI_i/IM) \quad (1)$$

که در آن $F_i(IM)$ احتمال شرطی فراگذشت گسیختگی از حالت گسیختگی i ام در میزان شدت زمین لرزه IM ، d_i میزان شاخص گسیختگی در شدت زمین لرزه (IM) و DI_i میزان شاخص گسیختگی آستانه حالت گسیختگی i می‌باشد. با در نظر گرفتن توزیع لاگ‌نرمال برای پارامتر شدت زلزله گسیختگی رابطه ۱ به صورت زیر نوشته می‌شود.

$$P\left(D > \frac{d_i}{IM}\right) = \Phi\left(\frac{1}{\beta_i} \ln\left(\frac{IM}{IM_i}\right)\right) \quad (2)$$

در این رابطه، $P(D > d_i | IM)$ احتمال تجمعی گسیختگی از حد i ام، IM پارامتر شدت زلزله نظیر حداکثر شتاب زلزله در زمین (PGA) و IM_i مقدار میانه شتاب گسیختگی و β_i انحراف معیار لگاریتمی شتاب گسیختگی است.

جهت تعیین منحنی شکنندگی و پارامترهای تابع توزیع تجمعی شکنندگی، از تحلیل دینامیکی فزاینده استفاده می‌شود. برای انجام این تحلیل ابتدا رکوردهای شتاب لرزه‌ای متناسب با سازه انتخاب می‌گردد، سپس سازه‌ی شبیه‌سازی شده تحت رکوردهای انتخابی با مقیاس‌های مختلف، تحلیل تاریخچه زمانی می‌شود و نهایتاً بر اساس نتایج این تحلیل‌ها تعداد گسیختگی‌ها در نقاط بحرانی مشخص و منحنی شکنندگی تعیین می‌شود.

۴-۱- تعیین نقاط بحرانی

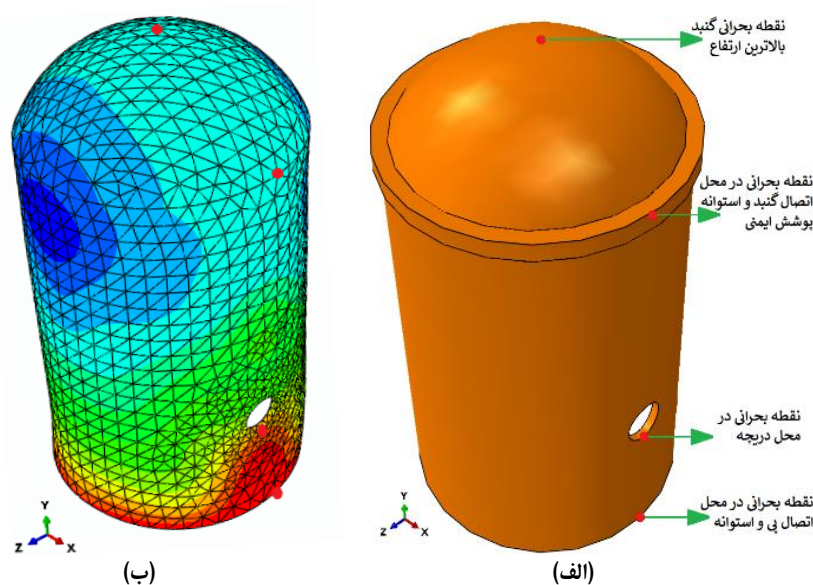
با توجه به اینکه سازه‌ی پوشش ایمنی، سازه‌ای بزرگ با تعداد گره‌ها و المان‌های شبیه‌سازی بسیار می‌باشد، تعیین شکنندگی آن با روش مرسوم و در نظرگیری تمام گره‌ها و المان‌های آن فرآیندی بسیار زمانبر و پیچیده می‌باشد. برای غلبه بر این مسئله، نقاط بحرانی این سازه تعیین و تمرکز محاسبات بر روی آن انجام می‌گیرد. ژو و همکاران در سال ۲۰۱۸ نشان دادند که در یک پوشش ایمنی، نقاط بحرانی شامل (الف) محل اتصال پی و استوانه (ب) دریچه تجهیزات (ج) محل اتصال گنبد و استوانه (د) گنبد می‌باشد [۱۳] چون زلزله‌ها به این نقاط تاثیر بیشتری نسبت به سایر نقاط می‌گذارند. برای بدست آوردن نقاط بحرانی در این تحقیق، سیستم تحت تحلیل تاریخچه‌ی زمانی مورد ارزیابی قرار گرفته و تنش‌ها و تغییرشکل‌های موجود آمده در مدل شبیه‌سازی شده تحت بارگذاری یک یا چند رکورد شتاب زمین لرزه بدست آمده است. بر اساس این نتایج قسمت‌هایی مستعد شکست کارکردی تعیین می‌شوند. علاوه بر این، برای مشخص کردن نقاط بحرانی، باید تنش گسیختگی تمامی مصالح مشخص باشد. در این تحقیق، دو نوع مصالح استفاده شده است، بتن که دارای مقاومت فشاری ۶۰ مگاپاسکال و فولاد که دارای تنش تسلیم ۲۴۰ مگاپاسکال می‌باشد. مطابق تحقیق ژو و همکاران، علاوه بر تنش‌های بحرانی مصالح، ترک در بتن باید به ۲ میلی‌متر محدود شود. همچنین در صفحه فولادی سازه‌ی پوشش ایمنی برای جلوگیری از کمانش، تنش‌های فشاری از ۱۶۵ مگاپاسکال تجاوز ننماید [۶].

در شکل ۵، نمونه‌ای از تحلیل IDA تحت رکورد زلزله‌ی Landers نشان داده شده است. به وضوح می‌توان دید که نقاط بحرانی در قسمت دریچه تجهیزات، محل اتصال پی و بخش استوانه‌ای سازه در صفحه‌ی فولادی داخل پوشش ایمنی، قرار دارد.

در حالت کلی می‌توان گفت که برای دو حالت شکست سازه‌ی پوشش ایمنی راکتور، چهار عامل وجود دارد که در نقاط بحرانی تعیین شده باید بررسی شوند [۶] که به صورت زیر می‌باشند:

شکست کارکردی^{۱۸}: که می‌تواند منجر به انتشار مواد رادیواکتیو از ساختمان راکتور شود. این شکست وابسته به کرنش صفحه‌ی فولادی و پوسته‌ی بتنی سازه می‌باشد. اگر کرنش در صفحه‌ی فولادی یا در پوسته‌ی بتنی برابر یک درصد شود شکست کارکردی رخ داده است. شکست کارکردی از بدست آوردن نتایج رفتار سازه تحت بارگذاری در نرم‌افزار حاصل می‌شود.

شکست سازه‌ای^{۱۹}: در اثر تغییر شکل های زیاد اتفاق می‌افتد و مربوط به فراگذشت تنش در تاندون‌های پیش‌تنیده و کرنش در میلگردهای مسلح‌کننده‌ی مقاطع بتنی است. اگر تاندون‌های پیش‌تنیده خاصیت پیش‌تنیدگی خود را از دست دهند یا کرنش در میل‌گردهای پوسته‌ی بتنی به دو درصد برسد، شکست سازه‌ای رخ داده است. همانند شکست کارکردی، شکست سازه‌ای از بدست آوردن نتایج رفتار سازه تحت بارگذاری در نرم‌افزار حاصل می‌شود.



شکل ۴ نقاط بحرانی سازه‌ی پوشش ایمنی اصلی

۲-۴- رکوردهای زلزله‌ی انتخابی

با توجه به اینکه تحلیل IDA شامل تعداد زیادی تحلیل غیرخطی تاریخچه‌ی زمانی است که بسیار زمانبر و پرهزینه است، با انتخاب مناسب تعدادی رکورد زلزله متناسب با تاسیسات و ساختگاه، می‌توان از حجم محاسبات کاست و آن را اقتصادی نمود. روش‌های مختلفی برای انتخاب رکوردهای لرزه‌ای مناسب معرفی شده است [۱۸-۲۰]. مطابق مرجع [۲۱]، زیرمجموعه‌ی مناسب از رکوردهای شتاب زلزله برای انجام تحلیل IDA را براساس دوره تناوب اصلی سازه، می‌توان انتخاب نمود. با توجه به دوره تناوب اصلی سازه که ۰/۲۸ ثانیه (۳/۴۸ هرتز) است، رکوردهای گروه I از جدول ۳ مرجع [۲۱] برای تحلیل IDA بکار برده می‌شوند. در جدول ۴، مشخصات رکوردهای منتخب آورده شده است. طیف پاسخ شتاب این رکوردها در شکل ۶ نشان داده شده است. این شتاب‌نگاشت‌ها به این دلیل انتخاب شده‌اند که دوره تناوب آن‌ها با پریرود سازه طبق مرجع [۲۱] سازگار است.

۳-۴- انجام تحلیل IDA

در این پژوهش، برای تحلیل IDA، هر رکورد زلزله در ۱۴ سطح از بیشینه شتاب زمین در بازه [0.1g-3g] مقیاس بندی شده است. پارامتر نیاز مهندسی (EDP^{۲۰}) در این تحلیل، تنش نقاط بحرانی در نظر گرفته شده است که از خروجی تحلیل دینامیکی غیرخطی

^{۱۸} Functional Failure

^{۱۹} Structural Failure

^{۲۰} Engineering Demand Parameter

استخراج می‌شود. برای هر پارامتر نیاز مهندسی در هر شدت، حرکت زمین لرزه یک تابع توزیع نرمال در نظر گرفته می‌شود. میانگین و انحراف معیار هر یک از پارامترهای نیاز مهندسی، محاسبه شده و سپس با استفاده از تابع توزیع تجمعی توزیع نرمال، احتمال فراگذشت هر یک از پارامترهای نیاز مهندسی از حالت حدی مورد نظر، محاسبه می‌شود.

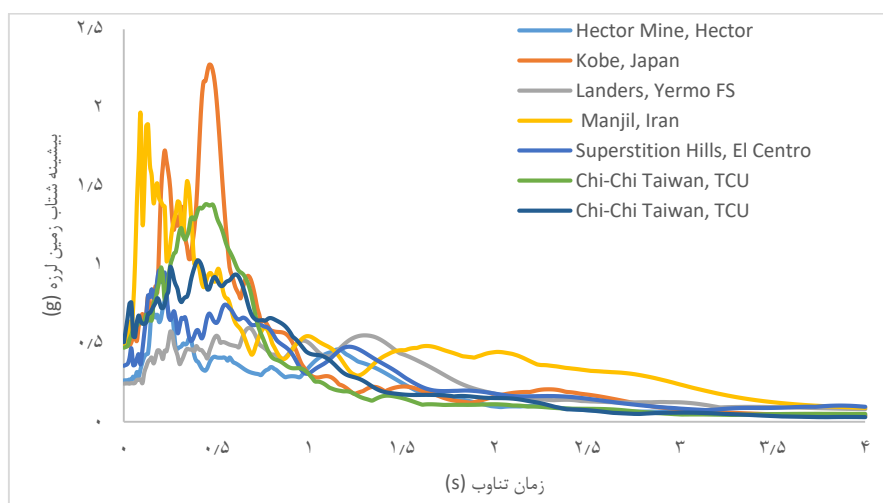
جدول ۴ مشخصات سوابق زمین لرزه‌های انتخاب شده از مطالعه [۲۱]

ردیف	PGA (g)	ایستگاه	نام زمین لرزه	مدت زمان (s)	5-95%
۱	۰/۷۷	Hector	Hector Mine	۱۱/۷	
۲	۲/۲۷۴۲	Nishi-Akashi	Kobe_Japan	۱۱/۲	
۳	۰/۵۹۸	Yermo Fire Station	Landers	۱۸/۹	
۴	۱/۹۶	Abbar	Manjil_Iran	۲۹/۱	
۵	۰/۹۶۵	El Centro Imp. Cent	Superstition Hills	۳۵/۷	
۶	۱/۳۸	TCU045, E	Chi-Chi_Taiwan	۱۱/۳	
۷	۱/۰۲	TCU045, N	Chi-Chi_Taiwan	۱۱/۳	

حالات حدی شکست مطابق مرجع [۶] به صورت زیر است:

شکست کارکردی: حداکثر کرنش فولاد تا یک درصد، که در این حالت تنش که در فولاد ایجاد می‌شود برابر با ۱۹۲ مگاپاسکال می‌باشد و بیشترین کرنش بتن تا یک درصد که در این حالت تنش که در بتن ایجاد می‌شود برابر با ۲۸/۲ مگاپاسکال می‌باشد.

شکست سازه‌ای^{۲۱}: تاندون‌های پیش تنیده شروع به گسیختگی کنند که در این حالت، تنش گسیختگی تاندون‌های پیش تنیده، ۱۷۹۲ مگاپاسکال می‌شود و کرنش میل‌گردهای مسلح بتن، تا دو درصد کرنش شود.



شکل ۵ طیف پاسخ شتاب نگاشت‌های انتخاب شده

سطوح حدی در نظر گرفته شده در این مطالعه با مطالعات قبلی از این جنبه متفاوت است که در اینجا، سازه هنگامی کارکرد خود را از دست می‌دهد که در هر یک از نقاط بحرانی، بتن پوشش ایمنی دارای ترک بیشتر از دو میلیمتر باشد، یا تاندون‌های پیش تنیده، پیش تنیدگی خود را از دست بدهند، و یا صفحه فولادی کمانش بکند. چرا که در صورت وقوع هر یک از این رخدادها، سازه کارکرد سازه‌ای خود را (محدودسازی مواد رادیواکتیو) از دست می‌دهد و دچار شکست سازه‌ای می‌شود.

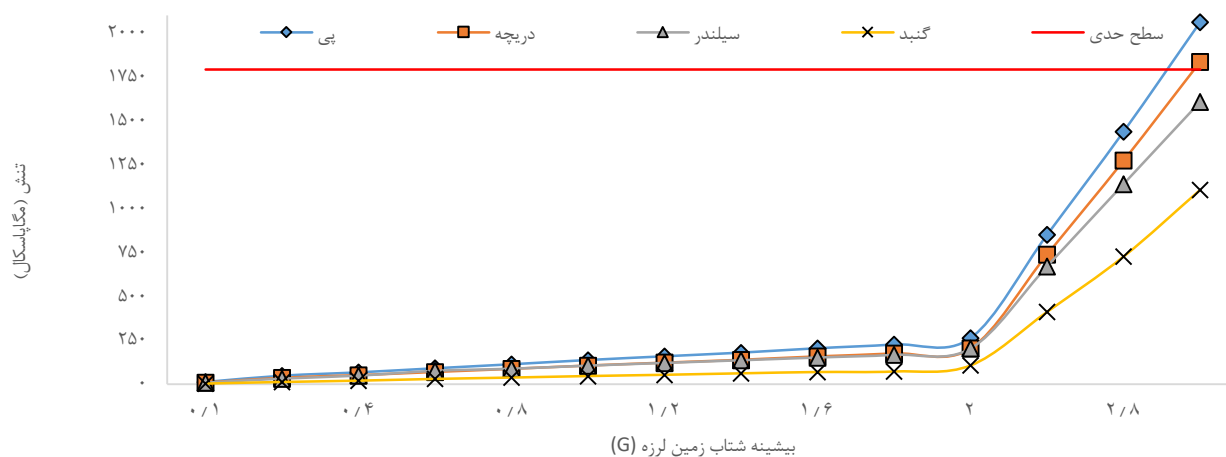
به دلیل اینکه تنش مصالح بتنی و فولادی نسبت به تاندون‌های پیش‌تنیده زودتر به سطوح حدی می‌رسند، به عبارت دیگر، شکست کارکردی زودتر از شکست سازه‌ای رخ می‌دهد، در این تحقیق، شکست کارکردی به عنوان حالت حدی شکست مد نظر قرار داده شده است.

۵- نتایج و بحث

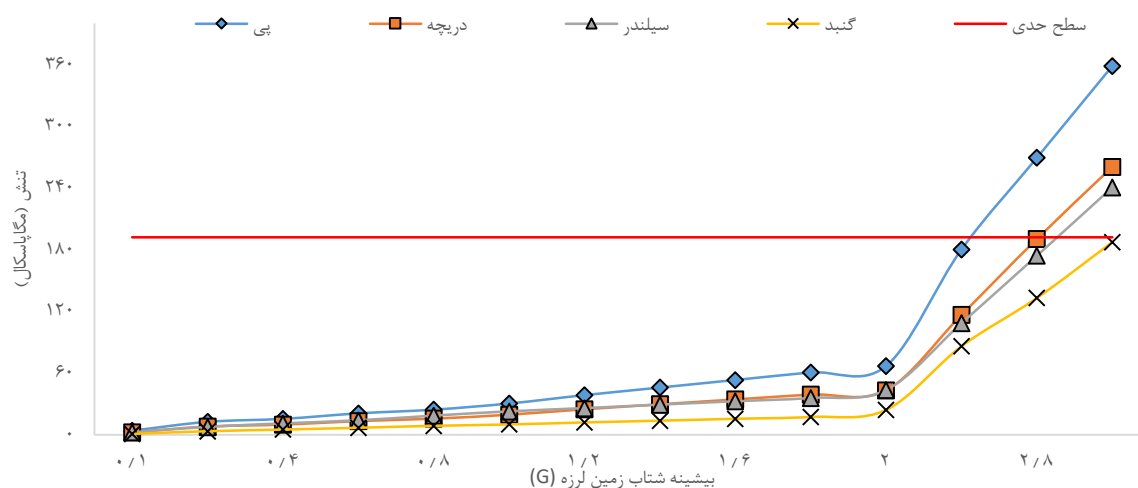
۵-۱- تحلیل تنش سازه‌ی پوشش ایمنی راکتور

پس از انجام تحلیل‌های IDA، مقدار تنش‌ها در بتن، میلگردها و تاندون‌ها در نواحی بحرانی تعیین می‌گردند. در اشکال ۷ تا ۹ نمودارهای تنش میانگین در سه مصالح پوشش ایمنی (بتن، صفحه‌ی فولادی و تاندون‌ها)، تحت رکوردهای زلزله‌ی فزاینده، در نقاط بحرانی سازه نشان داده شده است. همچنین برای درک بهتر نتایج، بیشترین تنش‌ی که هر جز پیش از شکست سازه‌ای پوشش ایمنی می‌تواند تحمل کند، با خط افقی نشان داده شده است که این مقدار برای تاندون‌های پیش‌تنیده، صفحه فولادی و بتن به ترتیب ۱۷۹۲، ۱۹۸ و ۲۸/۲ مگاپاسکال می‌باشد.

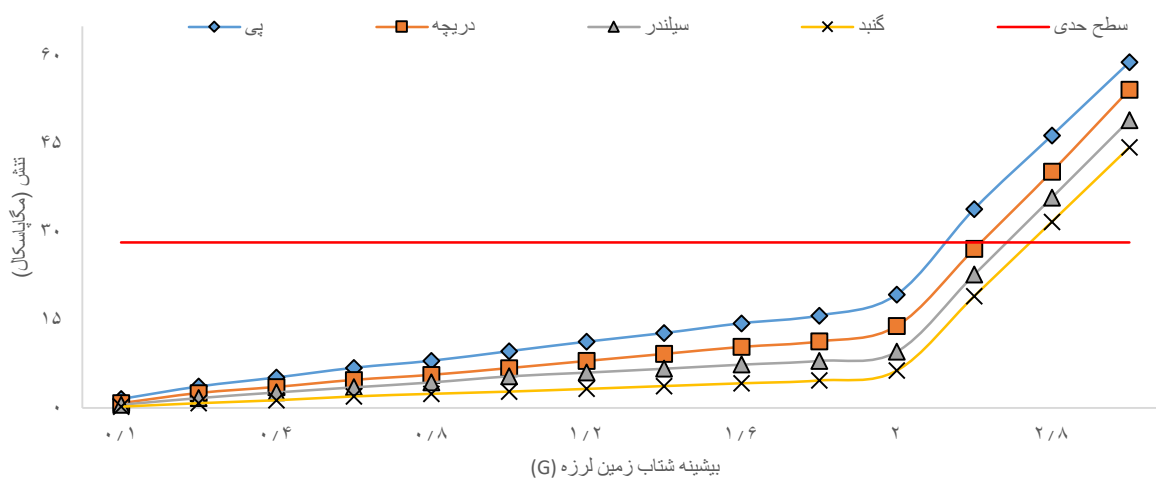
در حالت کلی می‌توان مشاهده کرد که محل اتصال بخش استوانه‌ای سازه به شالوده، حساس‌ترین نقطه می‌باشد. علاوه بر این، مصالح بتنی در شتابی کوچکتر نسبت به سایر مصالح، دچار گسیختگی می‌شوند. باید خاطر نشان کرد که در شتاب‌های کوچکتر از $g/0.2$ ، نه تنها سازه پوشش ایمنی بصورت کاملاً الاستیک باقی می‌ماند، بلکه هیچگونه ترکی در بتن بوجود نمی‌آید، چرا که تنش‌ها از حد مجاز تجاوز نکرده‌اند. مصالح بتنی، در نقاط بحرانی، به ترتیب از محل اتصال بخش استوانه‌ای به زمین، دریچه‌ی تجهیزات، بخش استوانه‌ای سازه و بالاترین نقطه گنبد در شتاب‌های $g/0.2$ تا $g/0.75$ دچار ترک‌های بیش از ۲ میلی‌متر می‌شوند که امکان انتشار مواد رادیواکتیو به محیط را فراهم می‌سازند. در محدوده‌ی شتاب $g/0.5$ تا $g/0.3$ ، تنش صفحه‌ی فولادی نقاط بحرانی در محل اتصال گنبد به استوانه تا بالاترین نقطه گنبد، از تنش حد مجاز صفحه، فراتر می‌روند. تاندون‌های پیش‌تنیده، فقط در قسمت اتصال شالوده به بخش استوانه‌ای سازه، در شتاب تقریباً $g/0.3$ تسلیم می‌شوند. لازم به ذکر است که تخریب کامل پوشش ایمنی راکتور، در شتاب بیش از $g/0.3$ و با گسیختگی بتن اتفاق می‌افتد.



شکل ۶ نمودار مقادیر میانگین تنش‌ها برای تاندون‌های پیش‌تنیده

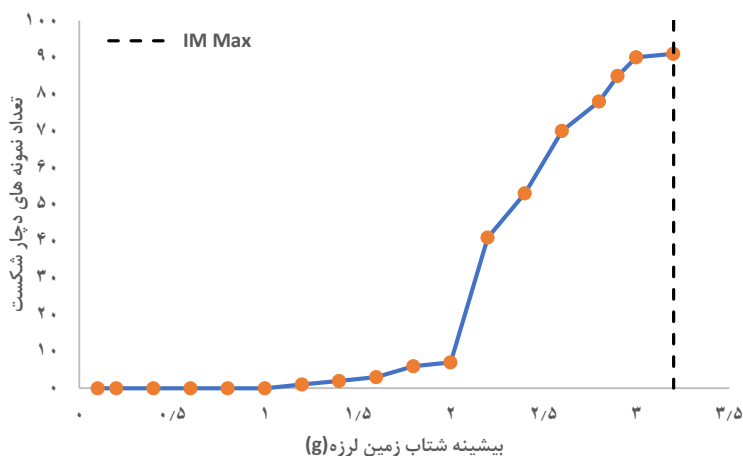


شکل ۷ نمودار مقادیر میانگین تنش‌ها برای صفحه‌ی فولادی



شکل ۸ نمودار مقادیر میانگین تنش‌ها برای بتن

تعداد مواردی که تنش آن‌ها از حد مجاز گذشته‌اند یا به عبارت دیگر، باعث شکست سازه‌ای شده‌اند، در شکل ۱۰ آورده شده است. همانطور که مشاهده می‌شود، در شتاب‌های بزرگتر از $g_{2/2}$ و g_3 ، به ترتیب تقریباً نصف و تمام موارد، دچار گسیختگی شده‌اند. این درحالیست که تا شتاب g_2 تنها ۷ درصد از موارد به شکست سازه‌ای رسیده‌اند.



شکل ۹ تعداد نمونه‌های دچار شکست سازه‌ای

۵-۲- رسم منحنی‌های شکنندگی پوشش ایمنی راکتور

نحوه‌ی ترسیم منحنی شکنندگی در بخش ۴ بیان گردید. پارامترهای تابع توزیع تجمعی لاگ‌نرمال با استفاده از روابط ارائه شده در مرجع [۲۱] تعیین می‌شود که به صورت روابط ۳-۵ می‌باشند.

$$\ln \hat{\theta} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln IM_i \quad (3)$$

$$\beta = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (\ln(IM_i/\hat{\theta}))^2} \quad (4)$$

$$Likelihood = \Phi\left(\frac{\ln(IM_i/\theta)}{\beta}\right) \quad (5)$$

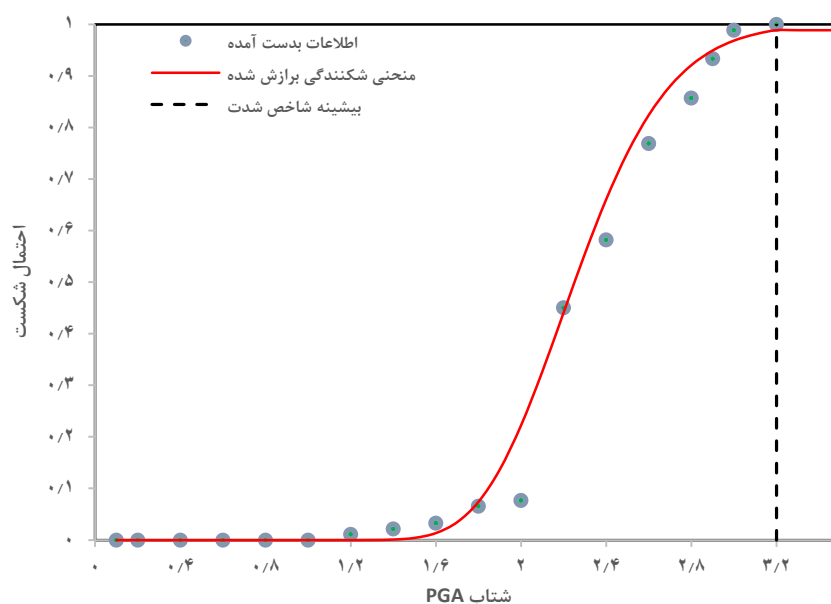
که در آن θ میانه شتاب گسیختگی، β انحراف معیار لگاریتمی شتاب گسیختگی و Φ تابع تجمعی نرمال می‌باشد. با بدست آوردن پارامترهای تابع تجمعی لاگ‌نرمال (θ لگاریتم میانگین داده‌ها و β لگاریتم انحراف معیار داده‌ها) می‌توان نقاط بدست آمده از تحلیل IDA را بصورت یک منحنی شکنندگی برازش کرد و منحنی مناسب را نسبت به نقاط رسم نمود. پارامترهای محاسباتی به صورت زیر می‌باشد.

$$\hat{\theta} = 2/251$$

$$\beta = 0/155$$

منحنی شکنندگی پوشش ایمنی راکتور بر اساس پارامترهای استخراجی به صورت شکل ۱۱ می‌باشد.

نمودار شکل ۱۱، منحنی شکنندگی سازه پوشش ایمنی راکتور آب تحت فشار نیروگاه هسته‌ای را نشان می‌دهد. برای رسم این منحنی، پارامترهای نامعلوم منحنی شکنندگی، میانه و انحراف معیار استاندارد لگاریتمی از تحلیل‌های عددی محاسبه شدند.



شکل ۱۰ منحنی شکنندگی سازه‌ی پوشش ایمنی

۶- بحث و نتیجه‌گیری

با توجه به فرآیند زمانبر و پیچیده‌ی استخراج منحنی‌های شکنندگی برای سازه پوشش ایمنی راکتور، در این مطالعه روشی بهینه برای این منظور با تعیین نقاط بحرانی و موده‌های خرابی بحرانی پوشش ایمنی راکتور ارائه گردید. برای این منظور ابتدا نقاط بحرانی سازه پوشش ایمنی با استفاده از نتایج تحلیل‌های غیرخطی تاریخیچه زمانی مشخص گردید که شامل محل اتصال شالوده و استوانه، دریچه

تجهیزات، محل اتصال گنبد و استوانه، نوک گنبد بودند. سپس حالات خرابی محتمل و مهم در دو دسته‌ی کارکردی و سازه‌ای مشخص گردیدند و به تنش در بتن، میلگرد و تاندون‌ها مرتبط گردیدند. با مشخص بودن نقاط بحرانی و حالات خرابی محتمل، تحلیل IDA برای ۷ رکورد زلزله‌ی منتخب انجام گرفت و بر اساس آن پارامترهای شکنندگی تعیین و منحنی شکنندگی ترسیم گردید.

به دلیل زمان‌بر و پرهزینه بودن بودن ترسیم منحنی‌های شکنندگی، معمولاً از روش‌های ساده‌تر با خطای بیشتر برای ترسیم این منحنی‌ها استفاده می‌شود. در این مطالعه با بهینه کردن انتخاب رکوردهای لرزه‌ای مناسب، تعیین نقاط بحرانی و تعیین حالات حدی، تهیه‌ی منحنی شکنندگی پوشش ایمنی راکتور، با استفاده از روش تحلیل IDA بهینه‌سازی گردید. برخی از نتایج این تحقیق به شرح ذیل می‌باشد:

- ۱- بحرانی‌ترین قسمت‌هایی که در طی زمین‌لرزه تحت بیشترین تنش و کرنش قرار می‌گیرند، اجزای کنار دریچه، محل اتصال شالوده به سازه، گنبد سازه‌ی پوشش ایمنی و قسمت اتصال بخش استوانه‌ای سازه به گنبد در سازه می‌باشند. محل اتصال بخش استوانه‌ای سازه به شالوده از نظر تنش بحرانی‌ترین نقطه سازه پوشش ایمنی می‌باشد.
- ۲- مصالح بتنی در شتابی کوچکتر نسبت به سایر مصالح، دچار گسیختگی می‌شوند و در حداکثر شتاب‌های زمین (PGA) کمتر از $0.2g$ بتن در حالت الاستیک باقی می‌ماند و در آن هیچ ترکی ایجاد نمی‌شود. ولی در حداکثر شتاب‌های زمین $2/2g$ تا $2/75g$ بتن دچار ترک‌های بیش از ۲ میلی‌متر می‌شوند که امکان انتشار مواد رادیواکتیو به محیط را فراهم می‌سازد.
- ۳- پارامترهای شکنندگی لرزه‌ای میانه حداکثر شتاب زمین گسیختگی و انحراف معیار لگاریتمی این شتاب به ترتیب برابر $2/251$ و $0/155$ تعیین گردیدند.

مطالعه آتی در این زمینه می‌تواند بر روی کاهش عدم قطعیت مدل با استفاده از مدل‌سازی دقیق سازه، اثر متقابل خاک و سازه، و تعداد بیشتری از رکوردهای زمین‌لرزه متمرکز باشد.

۷- منابع

- [1] Vamvatsikos, D. and C. Cornell, Incremental dynamic analysis, (2002). Earthquakes Engineering and Structural Dynamics, 31
- [2] Pisharady, A. S., & Basu, P. C. (2010). Methods to derive seismic fragility of NPP components: A summary. Nuclear Engineering and Design, 240(11), 3878–3887. doi:10.1016/j.nucengdes.2010.08.002
- [3] Huang, Y.-N., Whittaker, A. S., & Luco, N. (2011). A probabilistic seismic risk assessment procedure for nuclear power plants: (I) Methodology. Nuclear Engineering and Design, 241(9)
- [4] TY - JOUR AU - Duan, An AU - Zhao, Zuozhou AU - Chen, Ju AU - Qian, Jia-Ru AU - Jin, Wei PY "Nonlinear time history analysis of a pre-stressed concrete containment vessel model under Japan's March 11 earthquake" VL - 13 DO - 10.12989/cac.2014.13.1.001 JO - Computers and Concrete ER
- [5] Mandal, T.K., S. Ghosh, and N.N. Pujari. (2016). Seismic fragility analysis of a typical Indian PHWR containment: comparison of fragility models: Structural Safety, 11-19.
- [6] Zhou, L., et al. (2018). Fragility comparison analysis of CPR1000 PWR containment subjected to internal pressure. Nuclear Engineering and Design, 250-264.
- [7] Jin, S., et al. (2020). A simplified fragility analysis methodology for containment structure subjected to overpressure condition. International Journal of Pressure Vessels and Piping, 104.
- [8] Jin, S. and J. Gong. (2020). Damage performance based seismic capacity and fragility analysis of existing concrete containment structure subjected to near fault ground motions. Nuclear Engineering and Design. 360-378.
- [9] Kim, S.-W., et al. (2019). Seismic fragility evaluation of the base-isolated nuclear power plant piping system using the failure criterion based on stress-strain. Nuclear Engineering and Technology. 561-572.
- [10] Saouma, V.E. and M.A. Hariri-Ardebili (2019). Seismic capacity and fragility analysis of an ASR-affected nuclear containment vessel structure. Nuclear Engineering and Design. 140-156.
- [11] Zhao, C., N. Yu, and Y. Mo. (2020). Seismic fragility analysis of AP1000 SB considering fluid-structure interaction effects. in Structures - Elsevier.

- [12] Nguyen, D.-D., et al. (2021). Efficiency of various structural modeling schemes on evaluating seismic performance and fragility of APR1400 containment building. *Nuclear Engineering and Technology*.
- [13] Bentaïb, A., H. Bonneville, and G. Cénérino. (2021). Behaviour of Containment Buildings, in *Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents*. 301-336.
- [14] Bangash, Y. (1983). Containment vessel design and practice. *Progress in Nuclear Energy*. 107-181.
- [15] Choun, Y. S., & Park, H. K. (2015). Containment performance evaluation of prestressed concrete containment vessels with fiber reinforcement. *Nuclear Engineering and Technology*, 47(7), 884-894.
- [16] Engineers, A.S.o.C. (2021). *Seismic design criteria for structures, systems, and components in nuclear facilities*. American Society of Civil Engineers.
- [17] Ghafory-Ashtiany, M., A. Azarbakht, and M. Mousavi. (2012). State of the art: Structure-specific strong ground motion selection by emphasizing on spectral shape indicators. *Proceedings of the 15th World Conference on Earthquake Engineering*.
- [18] Baker, J.W. and C. Allin Cornell. (2006). Spectral shape, epsilon and record selection. *Earthquake Engineering & Structural Dynamics*. 1077-1095.
- [19] Wang, G., et al. (2015). Design ground motion library: an interactive tool for selecting earthquake ground motions. *Earthquake Spectra*. 617-635.
- [20] Ghafory-Ashtiany, M., M. Mousavi, and A. Azarbakht. (2011). Strong ground motion record selection for the reliable prediction of the mean seismic collapse capacity of a structure group. *Earthquake Engineering & Structural Dynamics*. 691-708.
- [21] Baker, J.W. (2015). Efficient analytical fragility function fitting using dynamic structural analysis. *Earthquake Spectra*. 57
- [22] Lin, F., & Tang, H. (2017). Nuclear containment structure subjected to commercial aircraft crash and subsequent vibrations and fire. *Nuclear Engineering and Design*, 322, 68-80.
- [23] Liu, J., Kong, J., & Kong, X. (2016). Shaking table model tests of concrete containment vessel (CCV) for CPR1000 nuclear power plant. *Progress in Nuclear Energy*, 93, 186-204.