



## بررسی حادثه از دست رفتن خنک‌کنندگی در استخر سوخت مصرف شده ی راکتور هسته ای نوع VVER-1000/V446 بوسیله کد MELCOR 1.8.6

امیدی فرد، پریسا - پیروزمند، احمد\* - حداد، کمال

دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، بخش مهندسی هسته ای

### چکیده:

آنالیز حوادث وخیم در استخر سوخت مصرف شده اطلاعات مهمی در مورد زمانبندی دنباله حوادث بمنظور دخالت اپراتور و میزان هیدروژن تولیدی از اکسیداسیون که اهمیت بالایی در تدوین روش‌های مهار هیدروژن دارد در اختیار قرار می‌دهد. بنابراین در این مقاله استخر سوخت مصرف‌شده ی نیروگاه هسته ای بوشهر بوسیله کد آنالیز حوادث وخیم MELCOR مدل شده است و حادثه از دست رفتن خنک‌کنندگی همانند آنچه که در فوکوشیما رخ داد مورد بررسی قرار گرفته است. نتایج نشان می‌دهد که پس از گذشت ۱۴ ساعت، سطح آب به سطح مجتمع‌های سوخت رسیده و در صورت عدم بازیابی سیستم خنک‌کننده و پیشرفت روند حادثه، ۱۵۶۸ kg هیدروژن بوسیله اکسیداسیون تولید می‌شود.

کلمات کلیدی: VVER-1000/V446, LOCA, SPENT FUEL POOL, SEVERE ACCIDENT, MELCOR

## Analysis of the loss of cooling accident in the spent fuel pool of VVER-1000/V446 nuclear reactor by MELCOR 1.8.6 code

Omidifard, Parisa; Pirouzmand, Ahmad\*; Hadad, Kamal

Department of Nuclear Engineering, School of Mechanical Engineering, Shiraz University

### Abstract:

Analysis of severe accidents in the spent fuel pool provides important information about accident sequence timing for operator action and the amount of produced hydrogen from oxidation, which has a great importance in development of hydrogen mitigation methods. Therefore, in this paper, the spent fuel pool of Bushehr nuclear power plant is modeled by MELCOR severe accident analysis code and the loss of cooling accident is investigated like what happened in Fukushima accident. The results show that the coolant level decreases below the top of fuel assemblies after 14 hours and in the absence of cooling system recovery and progress of accident process, 1568 kg of hydrogen is produced by oxidation.

Key words: VVER-1000/V446, LOCA, SPENT FUEL POOL, SEVERE ACCIDENT, MELCOR

مقدمه :



از زمان وقوع حادثه هسته ای فوکوشیما در سال ۲۰۱۱، بررسی حوادث و خیم در استخرهای سوخت مصرف شده مورد توجه بسیاری قرار گرفت. این حادثه نشان داد که با وجود فرکانس کم وقوع حوادث استخر و کند بودن روند پیشرفت آنها، بدلیل ذخیره تعداد زیادی از مجتمع های سوخت در استخر و وجود تنها یک سد در برابر نشت مواد رادیواکتیو به محیط، وقوع اینگونه حوادث می تواند نتایج زیانبارتری نسبت به حوادث قلب راکتور داشته باشد. در دهه ی اخیر مدل سازیهای زیادی با انواع کدهای حادثه و خیم و برای استخر نیروگاههای مختلف انجام شده است. از جمله مدلسازیهایی که برای استخر نیرو گاه VVER-1000 انجام شده است می توان به پژوهش های زیر اشاره کرد:

Vorobiov و Kotsuba در سال ۲۰۱۴ استخر سوخت مصرف شده ی راکتور WWER-1000 را با استفاده از کد MELCOR 1.8.5 مدل کردند. آنها مدلسازی را برای دو نوع راکتور BWR و PWR انجام دادند و با اعمال حادثه ی SBO که موجب trip پمپ ها و از دست رفتن خنک کنندگی می شود بر روی هر دو مدل، به مقایسه ی نتایج پرداختند [1]. در همان سال Miroslav Kotouc استخر سوخت راکتور نوع VVER-1000/320 را با استفاده از کد MELCOR 1.8.6 مدل کرد که هدف از این مدلسازی بدست آوردن هیدروژن تولیدی ناشی از حوادث، برای طراحی سیستم پسیو ترکیب مجدد هیدروژن بود [2].

## روش کار :

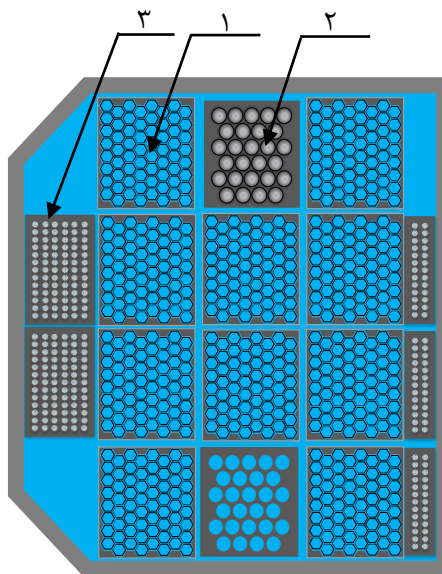
برای مدلسازی استخر سوخت مصرف شده نخستین گام شناخت سیستم است، بنابراین در این بخش ابتدا به توصیف پیکربندی استخر می پردازیم. استخر ذخیره سازی سوخت های مصرف شده، یکی از تجهیزات جانبی نیروگاه هسته ای بوشهر است، استخر در محیط محفظه ایمنی<sup>۱</sup> و در ارتفاع ۷،۴۵ متری و مجاور دیوار حوضچه بازرسی راکتور قرار دارد. استخر در ابعاد ۱۴،۰۵×۸،۷۵×۱۱،۴ متر و از دیواره های بتونی با پوشش فولاد ساخته شده است. ارتفاع آب درون آن ۱۳،۵۵ متر است و ۸،۴۵ متر آب روی مجتمع های سوخت را پوشانده است. این استخر شامل ۱۰ قفسه برای مجتمع های سوخت مصرف شده است که هر قفسه دارای ابعاد ۵۵/۲ متر در ۲/۲ متر بوده و توانایی ذخیره ۶۴ مجتمع سوخت را دارد. مجتمع ها به صورت عمودی و درون سلول های فولادی تعبیه شده قرار داده میشوند. دو قفسه نیز برای نگهداری مجتمع های سوخت آسیب دیده است که در محفظه هایی قرار داده می شوند، هر قفسه شامل ۲۷ سلول است که یکی از آنها با ۲۷ محفظه پر شده است و دیگری خالی است. برای نگهداری میله های جاذب و کنترل نیز از ۵ قفسه قابل جدا شدن استفاده میشود. در شکل ۱ قسمت های مختلف استخر نمایش داده شده است [3].

<sup>1</sup> containment

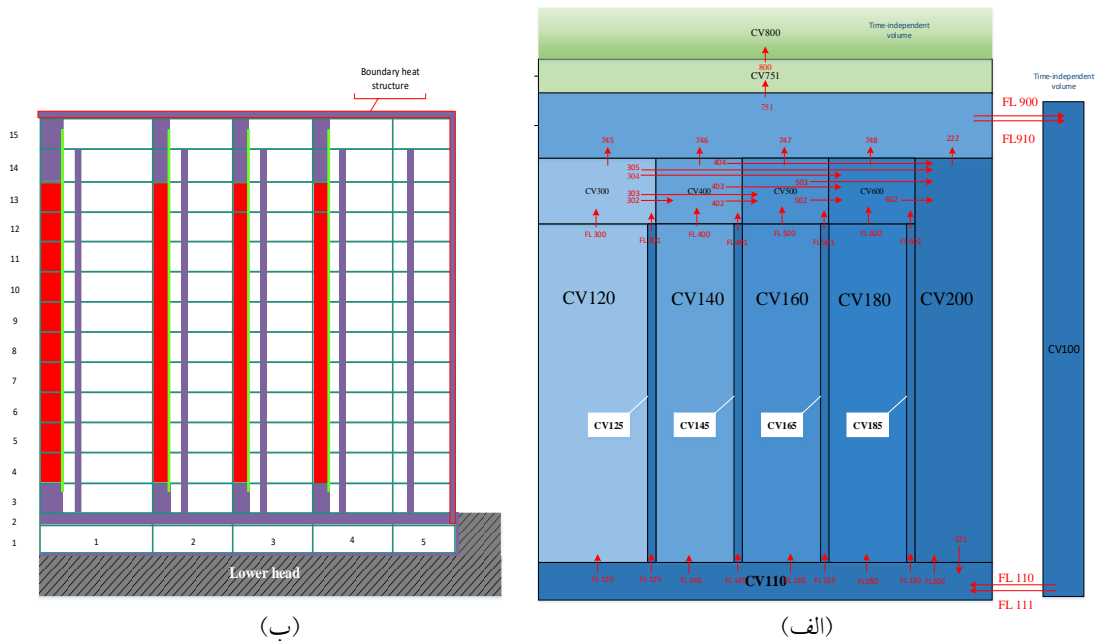


### سناریوی حادثه:

با از دست رفتن کل منابع تامین برق نیروگاه، پمپ های سیستم خنک کننده استخر و پمپ های سیستم اضطراری از کار افتاده و گردش اجباری آب درون استخر متوقف می شود، فرض شده است این حادثه در شرایطی رخ می دهد که مجتمع های سوخت ناشی از سه سیکل تعویض سوخت و یک تخلیه کامل قبل با گرمای واپاشی ۱۹,۶ مگاوات به استخر منتقل شده اند، بنابراین با از دست رفتن گردش اجباری آب بخشی از این گرمای واپاشی به آب منتقل شده و مابقی آن باعث افزایش دمای مجتمع های سوخت می شود. با افزایش دمای آب مجاور مجتمع های سوخت، چگالی آن کاهش یافته و این اختلاف چگالی با آب بالای استخر سبب ایجاد گردش طبیعی آب می شود. دمای آب به تدریج افزایش یافته تا به دمای اشباع رسیده و شروع به جوشش می کند. با رسیدن سطح آب به سطح قفسه ها، گردش طبیعی آب نیز متوقف می شود. به تدریج سطح سوخت خالی از آب شده و دمای غلاف سوخت شروع به افزایش می کند. با افزایش بیشتر دمای غلاف، اکسیداسیون غلاف رخ داده که منجر به تولید گرما و هیدروژن می شود. بتدریج کل سوخت خالی از آب شده و دمای غلاف به شدت افزایش می یابد. در اثر دمای زیاد، سوخت ذوب شده و فشار گاز بین سوخت و غلاف باعث شکست غلاف و آزاد شدن محصولات شکافت می شود. ماده شکل گرفته از ذوب سوخت و غلاف (کوریوم) و قفسه ها به سمت پایین استخر رفته و با بتن واکنش داده و گازهای غیر قابل تراکم مانند هیدروژن تولید می کند. حجم بالای هیدروژن تولیدی ناشی از اکسیداسیون غلاف و واکنش کوریوم و بتن می تواند سبب بروز انفجار در محفظه ایمنی و از دست رفتن آخرین سد در برابر نشت مواد رادیواکتیو شود.



شکل ۱: استخر سوخت های مصرف شده. ۱- قفسه های نگهداری مجتمع های سوخت، ۲- قفسه های نگهداری مجتمع های سوخت آسیب دیده، ۳- قفسه های نگهداری میله های کنترل و جاذب نوترون [3].



شکل ۲: الف: نودبندی پکیج های CVH و FL، ب: نودبندی پکیج COR (رنگ قرمز بیانگر سوخت، رنگ سبز zircaloy، رنگ بنفش steel و رنگ خاکستری بتن است)، ساختار های مرزی در پکیج HS مدل شده اند.

### مدلسازی:

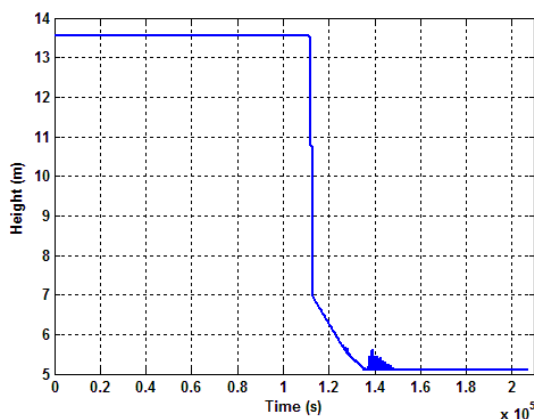
در این پژوهش کد MELCOR نسخه 1.8.6 که در سال ۲۰۰۵ انتشار یافته، مورد استفاده قرار گرفته است [4]. در این کد برای مدلسازی بخش های مختلف راکتور و پدیده های حوادث وخیم از پکیج های گوناگونی استفاده می شود. در پژوهش صورت گرفته از پکیج COR برای مدلسازی مجتمع های سوخت مصرف شده و قفسه های ذخیره سازی درون استخر استفاده شده است که نودبندی این پکیج در شکل ۲ (ب) نمایش داده شده است. ساختارها در چهاررینگ و ۱۵ نود محوری مدلسازی شده اند که از این تعداد ۱۳ نود برای تقسیم بندی محوری مجتمع های سوخت است، رینگ پنجم نیز شامل قفسه های خالی است. از پکیج CVH و FL برای مدل کردن آب درون استخر استفاده شده، بدین منظور همانطور که در شکل ۲ (الف) مشاهده می شود ۱۸ حجم کنترل و ۳۹ مسیر جریان در نظر گرفته شده است. حجم ۱۰۱ آب پایین استخر تا زیر قفسه ها را مدل می کند و حجم های ۱۲۰ و ۱۴۰ و ۱۶۰ و ۱۸۰ آب عبوری از چهار کانال حاوی سوخت و حجم های ۱۲۵ و ۱۴۵ و ۱۶۵ و ۱۸۵ نیز آب عبوری از فضای بین قفسه ها در چهار رینگ اول را نشان می دهند. آب اطراف استخر و قفسه های خالی بوسیله حجم ۲۰۰ و آب روی مجتمع های سوخت بوسیله حجم ۷۵۰ مدل شده است. از ارتفاع بالای قفسه ها تا بالای مجتمع های سوخت حجم های



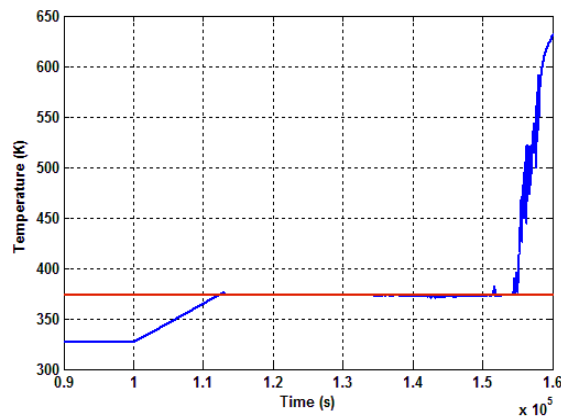
کنترل جداگانه ای برای نمایش جریان عرضی در این مقطع در نظر گرفته شده است. حجم های ۷۵۱ و ۸۰۰ نیز بیانگر اتمسفر درون محفظه ایمنی هستند. تا قبل از وقوع حادثه آب به وسیله ی دو کانال که توسط خطوط جریان ۱۱۰ و ۱۱۱ مدل شده اند وارد استخر می شود و هر کدام دبی ۶۱۲ متر مکعب بر ساعت را تامین می کنند که در لحظه شروع حادثه این دبی را به صفر رسانده ایم.

### نتایج :

بمنظور رسیدن به یک حالت پایدار، فرض شده است که حادثه در ثانیه  $1.0E5$  رخ می دهد. همانطور که در شکل ۳ مشاهده می شود پس از گذشت ۳ ساعت و ۲۰ دقیقه از قطع جریان خنک کننده، دمای آب استخر به دمای اشباع رسیده و شروع به بخار شدن می کند و پس از آن تقریباً ۱۰ ساعت و ۲۰ دقیقه به طول می انجامد که سطح آب به ارتفاع ۵٫۱ متری یعنی روی مجتمع های سوخت برسد. دو ساعت پس از آن ارتفاع آب به ۴٫۸۱۵ متری یعنی سطح قفسه های ذخیره سازی می رسد (شکل ۴ الف)، با توقف گردش طبیعی آب و خالی شدن سطح سوخت از خنک کننده، دمای غلاف شروع به افزایش می کند (شکل ۴ ب)، با رسیدن دمای غلاف به ۱۱۰۰ درجه ی کلوین اکسیداسیون شروع شده که بدلیل تولید گرما موجب افزایش سریع دمای غلاف می گردد و همانگونه که در شکل ۵ الف مشاهده می شود اکسیداسیون غلاف با تولید مقدار زیادی هیدروژن همراه است. علاوه بر این گرمای تولیدی از اکسیداسیون (شکل ۵ ب) باعث افزایش سرعت تبخیر آب شده بطوریکه با گذشت ۷ ساعت موجودی آب استخر به پایان می رسد. همانطور که در شکل ۶ مشاهده می شود اکسیداسیون فولاد و زیرکالوی با بخار آب و اکسیژن منجر به تولید ۱۵۶۸ کیلوگرم هیدروژن شده است.



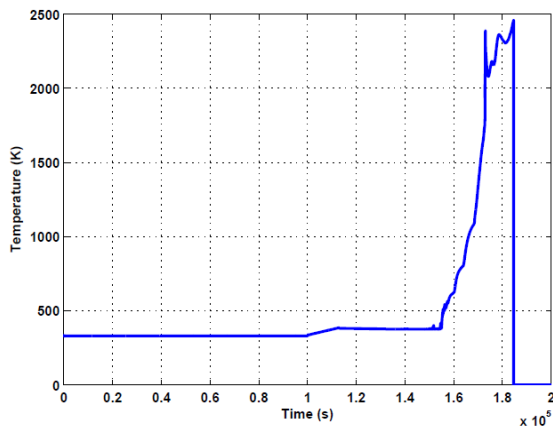
(ب)



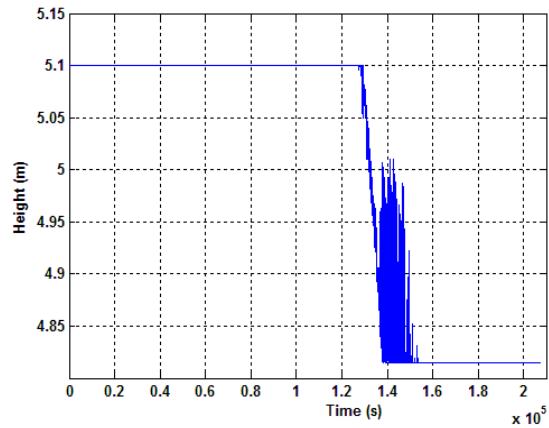
(الف)



شکل ۳: الف: زمان رسیدن دمای آب استخر به دمای جوش (خط قرمز دمای جوش اشباع است)، ب: زمان رسیدن سطح آب استخر به سطح مجتمع های سوخت.

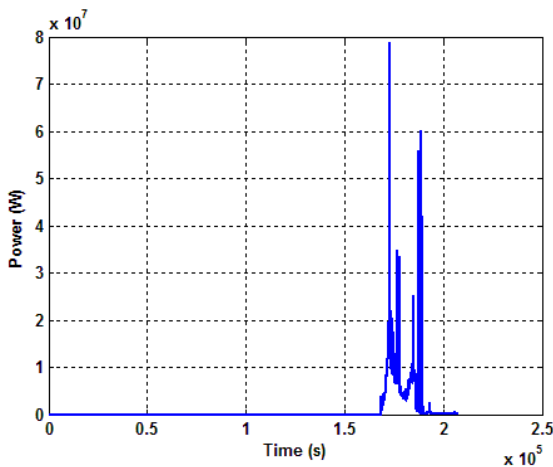


(ب)

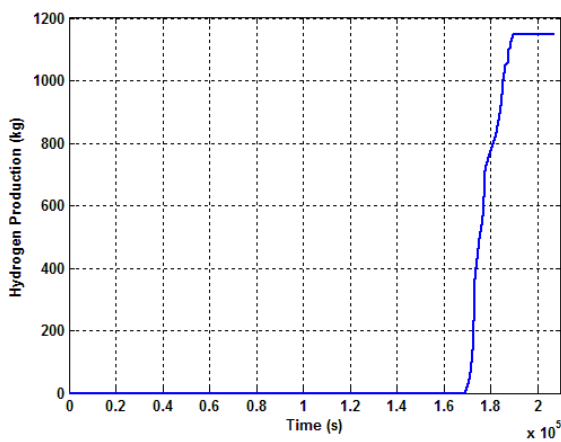


(الف)

شکل ۴: الف: زمان رسیدن سطح آب به بالای قفسه ها و توقف گردش آب، ب: ماکزیمم دمای غلاف.



(ب)



(الف)

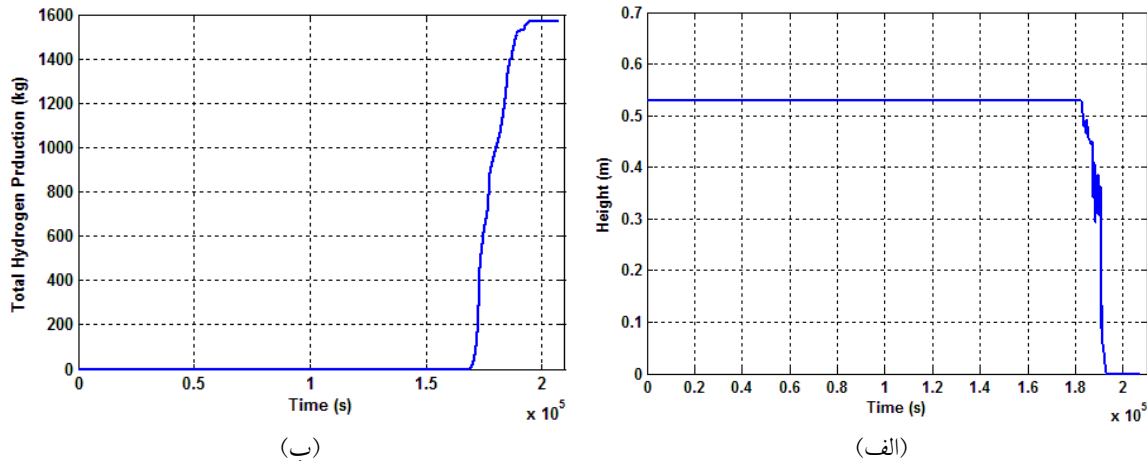
شکل ۵: الف: شروع تولید هیدروژن از اکسیداسیون غلاف، ب: گرمای تولید شده بوسیله اکسیداسیون.

### بحث و نتیجه گیری :

با توجه به نتایج بدست آمده می توان لیستی از زمان وقوع پدیده های حادثه وخیم داشت که در جدول ۱ نمایش داده شده اند. نتایج نشان می دهد که اپراتور ۱۴ ساعت در اختیار دارد که با احیای مجدد سیستم خنک کننده مانع از خالی شدن سطح مجتمع های سوخت از آب شود. با توجه به میزان زیاد هیدروژن تولیدی که می تواند منجر به ایجاد احتراق درون محفظه ایمنی شود سیستم های ایمنی باید بگونه ای طراحی



شوند که توانایی کاهش میزان هیدروژن را داشته باشند. علاوه بر این با توجه به اینکه استخر سوخت مصرف شده حجمی معادل ۱۲۵۱ مترمکعب دارد وقوع چنین حادثه‌ای که موجب تبخیر تمامی آب درون آن و تولید مقدار بسیار زیادی بخار آب می‌شود می‌تواند موجب افزایش شدید فشار درون محفظه ایمنی گردد.



شکل ۶: الف: زمان بخار شدن تمام آب استخر، ب: مقدار کل هیدروژن تولیدی ناشی از اکسیداسیون قفسه‌ها و غلاف

جدول ۱: لیست رویدادهای مهم در طول پیشرفت حادثه

زمان	رویداد
0 h	از کار افتادن پمپ‌ها
t ~ 3.3 h	شروع جوشش آب استخر
t ~ 14 h	رسیدن سطح آب به سطح مجتمع‌های سوخت
t ~ 19 h	شروع اکسیداسیون غلاف
t ~ 20.1 h	شروع failure قفسه‌ها
t ~ 23.5 h	شروع failure غلاف
t ~ 26 h	تبخیر تمام موجودی آب استخر

مراجع :

- [1] Kotsuba, A. L., & Vorobiov, Y. Y. (2014). Peculiarities of Spent Fuel Pool Modeling Using MELCOR 1.8. 5 Computer Code. Yaderna ta Radyatsyjna Bezpeka, 3-9.
- [2] Kotouč, M. (2014). Analyses of Severe Accident Sequences in the Spent Fuel Pool of the VVER-1000 Type of Reactor with MELCOR 1.8.6. 22nd International Conference on Nuclear Engineering. American Society of Mechanical Engineers.
- [3] AEOI, Atomic Energy Organization of Iran. (2007). Final Safety Analysis Report of BNPP-1, Moscow.



- [4] Gauntt, R.O., Cole, R.K., Erickson, C.M., Gido, R.G., Gasser, R.D., Rodriguez, S.B., Young M.F. (2000). MELCOR computer code manuals. Sandia National Laboratories, NUREG/CR 6119.