

перехресті до середнього інтервалу між автомобілями у групі.

4. Значення максимальної довжини черги за моделлю в Objective-C є близькими до тих, що видає VISSIM.

5. В імітаційній моделі є такі спрощення: автомобілі групи не змінюють смуг руху після входу на ділянку координації; не враховуються автомобілі, що проїжджають живлячий підхід вільно, тобто не є автомобілями групи.

Література

1. Вікович, І. А. Розробка методу забезпечення пріоритету маршрутним автобусам на регульованих перехрестях [Текст] / І. А. Вікович, Р. М. Зубачик // Східно-Європейський журнал передових технологій. — 2013. — № 5/3(65). — С. 27–33.
2. Wasson, J. Reconciled Platoon Accommodation at Traffic Signals [Text] / J. Wasson, M. Abbas, D. Bullock, A. Rhodes, C. Zhu. — Indianapolis, December 1999. — 217.
3. Yu. L. Real-Time Calibration of Platoon Dispersion Model to Optimize the Coordinated Traffic Signal Timing in ATMS Networks [Text] / L. Yu. — Texas, Texas Southern University, June 1999. — 51.
4. Кременец, Ю. А. Технические средства организации дорожного движения [Текст] : учеб. для вузов / Ю. А. Кременец, М. П. Печерский, М. Б. Афанасьев. — М.: ИКЦ «Академкнига», 2005. — 279 с.
5. Гаврилов, Е. В. Організація дорожнього руху [Текст] / Е. В. Гаврилов, М. Ф. Дмитриченко, В. К. Доля. — К.: Знання України, 2007. — 452 с.
6. Вентцель, Е. С. Теория вероятностей и ее инженерные приложения [Текст] / Е. С. Вентцель, Л. А. Овчаров. — 2-е изд., стер. — М.: Висш. шк., 2000. — 480 с.
7. Гаврилов, А. А. Моделирование дорожного движения [Текст] / А. А. Гаврилов. — М.: Транспорт, 1980. — 190 с.
8. Вікович, І. А. Розробка імітаційної моделі для визначення максимальної довжини черги транспортних засобів [Текст] / І. А. Вікович, Р. М. Зубачик // Вісник Національного технічного університету «ХПІ». Збірник наукових праць. — 2013. — № 70(1043).
9. Иносэ, Х. Управление дорожным движением [Текст] : пер. с англ. / Х. Иносэ, Т. Хамада; под ред. М. Я. Блинкина. — М.: Транспорт, 1983. — 248 с.
10. Farzaneh, M. Modeling traffic dispersion [Text] / M. Farzaneh, H. Rakha / Virginia Polytechnic Institute and State University. — November 2005. — 139 p.

РАЗРАБОТКА ИМИТАЦИОННОЙ МОДЕЛИ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАКСИМАЛЬНОЙ ДЛИНЫ ОЧЕРЕДИ АВТОМОБИЛЕЙ НА КООРДИНИРОВАННОМ ПЕРЕКРЕСТКЕ

В статье рассматривается имитационная модель для определения максимальной длины очереди транспортных средств на смежном в направлении координации регулируемом перекрестке, которая написанная на языке программирования Objective-C на базе разработанной аналитической модели. Проверяется адекватность предложенной модели, и сравниваются результаты со значениями в среде VISSIM.

Ключевые слова: имитационная модель, максимальная длина очереди, участок координации, смежный регулируемый перекресток.

Вікович Ігор Андрійович, доктор технічних наук, професор, кафедра транспортної технології, Національний університет «Львівська політехніка», Україна.

Зубачик Роман Михайлович, аспірант, кафедра транспортної технології, Національний університет «Львівська політехніка», Україна, e-mail: roman.zubachyk@gmail.com.

Викович Игорь Андреевич, доктор технических наук, профессор, кафедра транспортных технологий, Национальный университет «Львовская политехника», Украина.

Зубачик Роман Михайлович, аспирант, кафедра «Транспортные технологии», Национальный университет «Львовская политехника», Украина.

Vikovych Ihor, Lviv National Polytechnic University, Ukraine.

Zubachyk Roman, Lviv National Polytechnic University, Ukraine, e-mail: roman.zubachyk@gmail.com

УДК 621.039.56

**Тодорцев Ю. К.,
Коккол Е. А.,
Никольский, М. В.**

ОЦЕНКА МАССЫ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ ПРИ ПОЛНОЙ ПОТЕРЕ ПОДПИТКИ

Исследуется и предлагается новый метод определения массы пароводяной смеси в водородном энергетическом реакторе в аварийных режимах, а именно сравнение ранее полученных значений по взвешиванию реактора со всеми внутрикорпусными устройствами и теплоносителем в нормальном режиме эксплуатации с новыми значениями из-за изменения рабочих давления и температуры на период текущей аварийной ситуации.

Ключевые слова: водо-водяной энергетический реактор, масса пароводяной смеси, аварийный режим.

1. Введение

В настоящее время сторонники развития атомной энергетики утверждают, что высокая степень безопасности АЭС обеспечена множеством факторов. Основные из них — это принцип самозащитности реакторной установки, наличие нескольких барьеров безопасности и многократное дублирование каналов безопасности.

Необходимо отметить также применение активных и пассивных систем безопасности [1–3].

На данном этапе развития вопросов о безопасной эксплуатации энергетических установок рассмотрены и смоделированы предположительно возможные аварии на ядерных реакторах с потерей теплоносителя. К ним относятся большие, средние и малые течи. Серьезными аварийными ситуациями можно считать такие большие

течи, как разрыв соединительного трубопровода компенсатора давления (КД) с максимальным расходом 8700 кг/с, разрыв трубопровода впрыска КД с максимальным расходом в течь 8000 кг/с, разрыв соединительного трубопровода гермоемкости системы аварийного охлаждения активной зоны реактора (ГЕ САОЗ) с максимальным расходом 6000 кг/с, разрыв соединительного трубопровода импульсно-предохранительного клапана (ИПУ КД) с расходом в течь 7000 кг/с, разрыв напорного трубопровода системы аварийного охлаждения активной зоны реактора высокого давления (САОЗВД), расход теплоносителя в течь в начальный момент аварии достигает значения 1600 кг/с. Все большие течи характеризуются потерей теплоносителя, истечение которого приводит к быстрому падению давления в I контуре. Температура теплоносителя становится равной температуре насыщения, вызывая кипение в активной зоне реактора (АкЗ). Поэтому, очень важно знать какой остаточный объем пароводяной смеси находится в реакторе в момент аварийной за проектной ситуации, чтобы однозначно определить время начала расплавления АкЗ, как это случилось на АЭС в Фукусиме, Япония.

2. Постановка проблемы

Контроль массы теплоносителя в корпусе реактора на энергоблоках с ВВЭР-1000 при аварийных режимах является одной из самых актуальных проблем в атомной отрасли на данном этапе ее существования. В проекте «малой серии» с ВВЭР-1000 не предусмотрено специальных средств прямого или косвенного контроля запаса теплоносителя первого контура при работе на мощности, кроме как по уровню в КД. Отсутствие контроля уровня теплоносителя непосредственно в корпусе реактора значительно осложняет общую диагностику и адекватное реагирование оператора по безопасному управлению процессами на РУ, ведущими к частичному или потенциально опасному оголению активной зоны реактора.

3. Литературный обзор

По данной области исследований предложено несколько вариантов по измерению уровня жидкости в сосудах под давлением, а также для улучшения безопасности реакторных установок. Среди них можно выделить следующие: проведение гидравлических испытаний [4] и моделирование аварийных ситуаций для оценки пассивных систем безопасности [5], построение испытательного центра для тестирования системы пассивной безопасности в кипящем реакторе [6], предложена модель для прогнозирования конденсации пара в случае аварийного охлаждения ВВЭР [7]. Исследуют точность измерения уровня внутри емкостей под давлением [8]. Широко используют систему измерения уровня по перепаду давления, однако предложен метод с более точным расчетом для специальных компенсаций тяжести. Представлен метод, основанный на поддержке вектора регрессии, который был использован для восстановления уровня в КД [9]. Предложен метод активного сокращения сигнализации для системы интегрированного модульного усовершенствования реактора в соответствии с проверкой человеческого фактора для работы на АЭС [10]. Также разработана новая человеко-машинная система

1400 MWe APR1400 для мониторинга и сигнализации чрезвычайных ситуаций в реакторах на легкой воде [11]. Разработка новых методов повышения безопасности РУ были актуальными и остаются таковыми всегда, но, как правило, эти разработки не точны, со значительной погрешностью измерений. Более того для реактора, находящегося в состоянии протекания тяжелой аварии, когда остаточное энерговыделение активной зоны реактора (АкЗ) вносит большой вклад в парообразование и при этом постоянно падает давление в первом контуре, возникает объемное взрывное кипение, где речь уже не может идти об уровне разделения сред: кипящая жидкость — насыщенный пар. В таком случае можно говорить только про остаток энергоносителя, который еще может отвести тепло выделяющееся в ядерном топливе и металлических конструкциях реактора. Поэтому в рамках статьи в дальнейшем считаем, что в случае тяжелой аварии на ВВЭР-1000 в нестационарном режиме при запроектной течи происходит уменьшение давления и остаточное энерговыделение вносит существенный вклад в парообразование, поэтому происходит объемное взрывное кипение, и понятие уровня отсутствует.

4. Основная часть

Цель исследования: разработать метод непрерывного измерения массы пароводяной смеси в реакторе с минимальным вмешательством в проектную схему для обеспечения ее достоверного контроля в корпусе ядерного реактора, который находится в состоянии запроектной аварии при большой течи первого контура, что позволит оператору однозначно идентифицировать ситуацию и определить минимальное время до наступления события, связанного с повреждением активной зоны.

Задача: реализовать метод и промоделировать работу технических средств, которые будут сигнализировать лицу, принимающему решение, о том, какая масса теплоносителя осталась в корпусе реактора и как изменяется она во времени.

Пути решения задачи: предлагается метод определения остаточной массы пароводяной смеси в реакторе, основанный на измерении разности масс стационарного безаварийного реактора и текущей массы ядерного реактора с поправкой на давление теплоносителя.

Итак, идея нового метода состоит в том, что зная полный вес реактора со всеми внутрикорпусными устройствами и теплоносителем, благодаря работе тензометрических измерительных преобразователей будет известно насколько изменился вес реактора и можно будет легко сказать о доле пара и жидкости в нем в аварийной ситуации. Это приведет к более быстрому реагированию оперативного персонала на ситуацию.

Для реализации метода предлагается многоканальная система измерения необходимых параметров, а именно температуры и давления внутри реактора, а также его веса. Один из каналов — это уже существующая система аварийной защиты реактора, а другой — это комплекс технических средств, состоящий из 27 измерительных преобразователей. 9 тензометрических датчиков, 9 температурных и 9 датчиков давления, которые через ИВС «Вулкан» будут передавать показания на операторскую станцию.

На рис. 1 представлен реактор ВВЭР-1000 в разрезе с приведением основных компонентов и их размеров.

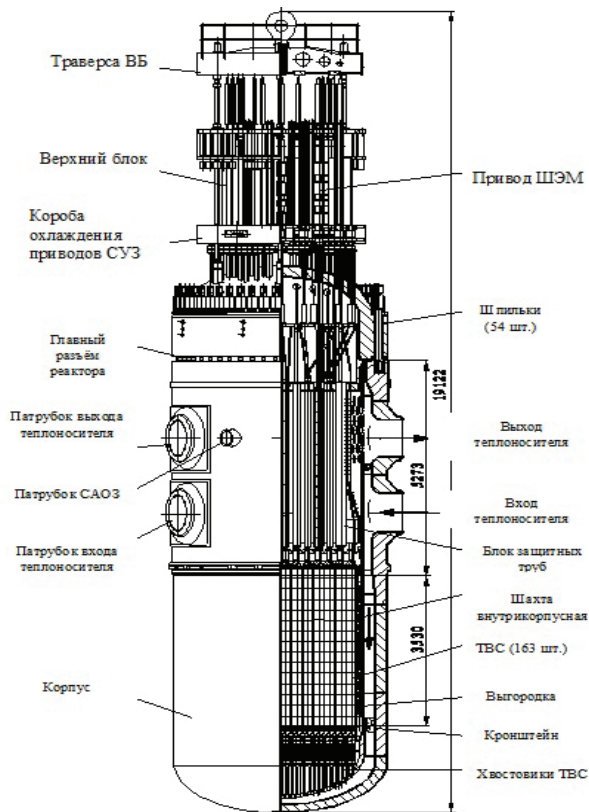


Рис. 1. Детальное изображение ВВЭР-1000

В ходе работы над техническим предложением были проведены расчеты по определению массогабаритных размеров реактора. Основной задачей расчетов было получение веса всего реактора с внутрикорпусными устройствами и теплоносителем. Был получен свободный объем реактора ($V_{св. р-ра}$) под которым понимается сумма трех его основных частей: эллиптического днища ($V_{эл. дн.}$), корпуса в виде усеченного конуса ($V_{ус. кон.}$) и сферической крышки ($V_{сф. кр.}$) без внутрикорпусных устройств и теплоносителя (1).

$$V_{св. р-ра} = V_{эл. дн.} + V_{ус. кон.} + V_{сф. кр.} \quad (1)$$

Затем был найден объем, занимаемый всеми внутрикорпусными устройствами $V_{ВКУ}$, а именно шахтой реактора $V_{Ш}$, блоком защитных труб $V_{БЗТ}$, выгородкой $V_{В}$, тепловыделяющими сборками $V_{ТВС}$ (2).

$$V_{ВКУ} = V_{Ш} + V_{БЗТ} + V_{В} + V_{ТВС} \quad (2)$$

Вычислив разницу свободного объема реактора и внутрикорпусных устройств был найден объем, занимаемый теплоносителем $V_{Т-ля}$ в реакторе (3).

$$V_{Т-ля} = V_{св. р-ра} - V_{ВКУ} \quad (3)$$

Из формулы (3) была найдена масса теплоносителя в реакторе, а также масса всего реактора. Основные значения расчетов приведены в табл. 1.

Таблица 1

Данные по объему и массе реактора

Свободный объем реактора	$V_{св. р-ра}$	133,0 м ³
Объем внутрикорпусных устройств	$V_{ВКУ}$	35,6 м ³
Объем теплоносителя	$V_{Т-ля}$	97,4 м ³
Масса шахты реактора	$m_{Ш, р-ра}$	80,5 т
Масса блока защитных труб	$m_{БЗТ}$	64,0 т
Масса выгородки	$m_{В}$	35,0 т
Масса ТВС	$m_{ТВС}$	0,7 т
Масса (UO ₂) в 163 ТВС	$m(UO_2)$	80,0 т
Масса крышки	$m_{кр}$	90,3 т
Масса циркониевой оболочки	$m(Zn_{обол})$	24,9 т
Масса хвостовиков и головок	$m_{хв. и гол.}$	14,0 т
Масса корпуса	$m_{корп.}$	323,0 т
Масса теплоносителя	$m_{Т-ля}$	68,9 т
Масса реактора с теплоносителем при $P = 16$ МПа	$m_{р-ра}$	935 т

5. Аprobация результатов исследований

Данные, полученные в результате исследования — пример практического решения предложенного метода. Результаты численных экспериментов также позволяют оценить адекватность предлагаемого теоретического решения и его практическую значимость.

Ниже построена зависимость массы реактора от его высоты, представленная на рис. 2.

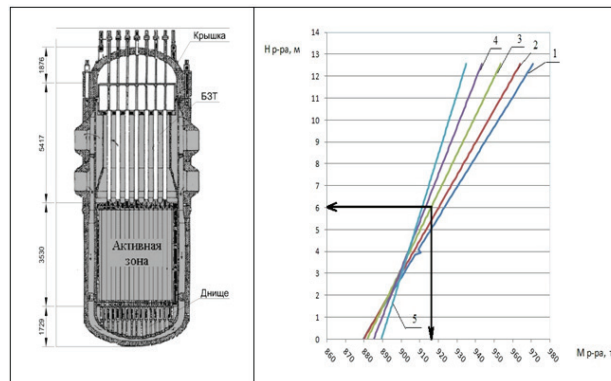


Рис. 2. График зависимости массы реактора от высоты.

Цифрами отмечены зависимости при различных давлениях, где 1 — при $1 \cdot 10^5$ Па, 2 — при $1 \cdot 10^6$ Па, 3 — при $5 \cdot 10^6$ Па, 4 — при $1,1 \cdot 10^7$ Па, 5 — при $1,6 \cdot 10^7$ Па

Из рис. 2 видно, как изменяется масса всего реактора в зависимости от уменьшения давления. Так, например, при давлении в 5 МПа (линия под номером 3 на графике) на высоте реактора 6 метров его масса будет составлять 918 т, это значит, что пароводяная смесь находится в непосредственной близости от активной зоны реактора. Массу реактора, составляющую 910 т, следует считать критической из-за последствий ее уменьшения. Пользуясь данным графиком, можно будет легко определить состояние реактора в запроектом аврийном режиме, что ускорит процесс реагирования на ситуацию людей, следящих за протеканием технологического процесса.

Разработан комплекс технических средств, основными измерительными преобразователями которого являются тензометрические датчики серии RX10X. Сигнал об изменении веса реактора от них будет поступать на операторскую станцию для мгновенного принятия решения по исправлению аварийной ситуации.

Итак, данный метод определения массы пароводяной смеси в реакторе в аварийном режиме привлекателен своей простотой, достаточной надежностью, так как погрешность измерительных преобразователей составляет всего 0,1 %, что дает возможность с точностью до 900 кг оперировать данными из графика, представленного на рис. 2, а также несложностью внедрения и относительно недорогими капитальными вложениями.

6. Выводы

Таким образом, впервые предложен метод измерения массы пароводяной смеси в реакторе на момент запроектной аварийной ситуации, реализация в жизнь которого обеспечит безопасность АЭС на более высоком уровне благодаря своей относительной простоте и своевременной функциональности.

Литература

- Pelykh, S. N. Cladding rupture life control methods for a power-cycling WWER-1000 nuclear unit [Text] / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Nuclear Engineering and Design. — 2011. — Vol. 241, № 8. — P. 2956–2963.
- Pelykh, S. N. A method for VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup [Text] / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, G. T. Parks // Nuclear Engineering and Design. — 2013. — Vol. 257, № 4. — P. 53–60.
- Pelykh, S. N. Grounds of VVER-1000 fuel cladding life control [Text] / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, V. E. Baskakov // Annals of Nuclear Energy. — 2013. — Iss. 58. — P. 188–197.
- Kim, S. Analysis of an ATLAS 6-in. cold-leg break simulation with MARS code [Text] / S. Kim, H.-Y. Jun // Annals of Nuclear Energy Journal — 2013. — Vol. 63. — P. 268–275.
- Yang, J. Assessment of performance of BWR passive safety systems in a small break LOCA with integral testing and code simulation [Text] / J. Yang, S.-W. Choi, J. Lim, D.-Y. Lee, S. Rassame, T. Hibiki, M. Ishii // Nuclear Engineering and Design. — 2012. — Vol. 247. — P. 128–135.
- Leyer, S. The Integral Test Facility Karlstein [Text] / S. Leyer, M. Wich // Science and Technology of Nuclear Installations — 2012. — Article number 439374.
- Lakehal, D. A New modelling strategy for phase-change heat transfer in turbulent interfacial two-phase flow [Text] / D. Lakehal, M. Labois // International Journal of Multiphase Flow. — 2011. — Vol. 37. — P. 627–639.
- Kim, H. A study on accuracy improvement in measuring liquid level inside pressurized vessels [Text] / H. Kim, B. Seunghyun // Transactions of the Korean Institute of Electrical Engineers. — 2010. — Vol. 59. — P. 1889–1893.
- Wang, X.-L. Study on pressurizer water level signal reconstruction based on support vector regression [Text] / X.-L. Wang, Q. Cai, Y.-Q. Chen // Atomic Energy Science and Technology. — 2013. — Vol. 47. — P. 1003–1007.
- Jang, G.-S. A proactive alarm reduction method and its human factors validation test for a main control room for SMART [Text] / G.-S. Jang, S.-M. Suh, S.-K. Kim, Y.-S. Suh, J.-Y. Park // Annals of Nuclear Energy. — 2013. — Vol. 51. — P. 125–134.
- Shin, Y. C. APR1400 man-machine interface system [Text] / Y. C. Shin // Nuclear Engineering International. — 2011. — Vol. 56. — P. 12–16.

ОЦІНКА МАСИ ТЕПЛОНОСІЯ В РЕАКТОРНІЙ УСТАНОВЦІ ПРИ ПОВНІЙ ВТРАТІ ПІДЖИВЛЕННЯ

Досліджується і пропонується новий метод визначення маси пароводяної суміші у водо-водяному енергетичному реакторі в аварійних режимах, а саме порівняння раніше отриманих значень по зважуванню реактора з усіма внутрішньокорпусними пристроями і теплоносієм в нормальному режимі експлуатації з новими значеннями через зміни робочих тиску і температури на період поточної аварійної ситуації.

Ключові слова: водо-водяний енергетичний реактор, маса пароводяної суміші, аварійний режим.

Тодорцев Юрій Константинович, доктор технічних наук, професор, кафедра автоматизації теплоенергетичних процесів, Одеський національний політехнічний університет, Україна, e-mail: utodorcev@rambler.ru.

Кокол Євгенія Александрівна, кафедра автоматизації теплоенергетичних процесів, Одеський національний політехнічний університет, Україна, e-mail: jenia1991@i.ua.

Нікольський Марк Віталійович, аспірант, кафедра автоматизації теплоенергетичних процесів, Одеський національний політехнічний університет, Україна, e-mail: vit_nik@ukr.net.

Тодорцев Юрій Костянтинівич, доктор технічних наук, професор, кафедра автоматизації теплоенергетичних процесів, Одеський національний політехнічний університет, Україна.

Кокол Євгенія Олександрівна, кафедра автоматизації теплоенергетичних процесів, Одеський національний політехнічний університет, Україна.

Нікольський Марк Віталійович, аспірант, кафедра автоматизації теплоенергетичних процесів, Одеський національний політехнічний університет, Україна.

Todorcev Yuriy, Odessa National Polytechnic University, Ukraine, e-mail: utodorcev@rambler.ru.

Kokol Evgenia, Odessa National Polytechnic University, Ukraine, e-mail: jenia1991@i.ua.

Nikolskiy Mark, Odessa National Polytechnic University, Ukraine, e-mail: vit_nik@ukr.net