

ДП “ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ІНЖЕНЕРНИЙ ЦЕНТР
СИСТЕМ КОНТРОЛЮ ТА АВАРІЙНОГО РЕАГУВАННЯ”
МІНЕНЕРГОВУГІЛЛЯ УКРАЇНИ

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

Науково-виробничий журнал

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

Scientific and Industrial Journal

№ 1 (9), 2017

Виходить 1—4 рази на рік

Заснований у травні 2012 року

Київ — 2017

Науково-виробничий журнал “Ядерна енергетика та довкілля” публікує науково-дослідні, інженерно-технічні та експертно-аналітичні розробки у сфері радіаційної фізики, ядерної, радіаційної та екологічної безпеки, радіаційного матеріалознавства, безпеки та надійності ядерно-енергетичних установок, аналітичної та радіаційної хімії, використання нанотехнологій, ІТ-технологій і промислових технологій та з інших напрямків досліджень, які можуть бути використані для розвитку ядерно-енергетичної галузі, а також інформує населення щодо результатів контролю та моніторингу стану довкілля.

У журналі друкуються статті, які є завершеними роботами, що містять нові результати теоретичних та експериментальних досліджень і становлять інтерес для науково-технічних працівників ядерно-енергетичної галузі та широкого кола читачів, які цікавляться ядерною енергетикою та екологічними проблемами довкілля.

Статті приймаються до друку українською, російською та англійською мовами.

ЗАСНОВНИКИ:

ДП “Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування” (ДП “ДНІЦ СКАР”) Міненерговугілля України та Українське ядерне товариство (УкрЯТ)

Редакційна колегія:

Головний редактор: *Васильченко В. М.*, канд. техн. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Заступник головного редактора: *Масько О. М.*, канд. хім. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Відповідальний секретар: *Пуртов О. А.*, канд. фіз.-мат. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Барбашев С. В., д-р. техн. наук (Одеський національний політехнічний університет)

Бондарьков М. Д., д-р. техн. наук (ДНДУ “Чорнобильський центр з проблем ядерної безпеки, радіоактивних відходів та радіоекології”)

Дубковський В. О., д-р техн. наук, професор (Одеський національний політехнічний університет)

Інюшев В. В., канд. техн. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Корольов О. В., д-р техн. наук, професор (Одеський національний політехнічний університет)

Куц В. М., канд. фіз.-мат. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Литвинський Л. Л., д-р фіз.-мат. наук (ТОВ “АЕСКАР”)

Маслов О. В., д-р техн. наук, професор (Одеський національний політехнічний університет)

Неклюдов І. М., академік НАНУ, д-р фіз.-мат. наук (ІНЦ “ХФТГ” НАНУ)

Новосолов Г. М., канд. фіз.-мат. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Носовський А. В., д-р техн. наук, професор (ДУ “Інститут проблем безпеки АЕС НАН України”)

Печериця О. В., канд. техн. наук (ДП “ДНТЦ ЯРБ”)

Протасов О. О., д-р біол. наук, професор (ДУ “Інститут гідробіології НАН України”)

Пуртов О. А., канд. фіз.-мат. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Пишико Г. М., д-р хім. наук (ДУ “Інститут колоїдної хімії та хімії води ім. А. В. Думанського НАН України”)

Рязанов В. В., д-р фіз.-мат. наук (ДУ “Інститут ядерних досліджень НАН України”)

Харченко В. С., д-р техн. наук, професор (Національний аерокосмічний університет ім. М. Є. Жуковського “Харківський авіаційний інститут”)

Шелофаст В. В., д-р техн. наук, професор (ООО НТЦ “АПМ”)

Ястребенецький М. О., д-р техн. наук, професор (ДП “ДНТЦ ЯРБ”)

Адреса редакції:

Державний науково-інженерний центр
систем контролю та аварійного реагування
проспект Героїв Сталінграду, 64/56
м. Київ, 04213
Тел./факс: (380-44) 411-92-70
Електронна адреса: purtov.dnic@gmail.com
<http://dnic.com.ua>

Editor's address:

State Scientific Engineering Center
of Control Systems and Emergency Response
Geroiv Stalingrady, 64/56
Kyiv, 04213, Ukraine
Tel./fax: (380-44) 411-92-70
E-mail: purtov.dnic@gmail.com
<http://dnic.com.ua>

Друкується за постановою науково-технічної ради ДП “ДНІЦ СКАР” (№ 7 від 30.08.2017)

Журнал включено до Переліку наукових фахових видань України

наказом Міністерства освіти і науки України № 1528 від 29.12.2014

Свідectво про державну реєстрацію друкованого засобу масової інформації

Серія КВ № 18914-7704пр від 06.05.2012

ЗМІСТ

Бахтина Е. В., Куров В. А., Посох В. О. Выбор методики определения параметров циклического нагружения при расчетах накопленного и прогнозируемого повреждения элементов оборудования АЭС.....	4
Борисенко В.І., Горанчук В.В., Піонтковський Ю.Ф. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-440.....	13
Барбашев С.В. Риск-ориентированный подход к оценке последствий за пределами площадки АЭС при тяжелых авариях на энергоблоке.....	18
Хомич Ю.В. Концептуальна модель експертної системи підтримки прийняття рішення оператором при ранній діагностиці малих теч.....	25
Кузнецов П. Н., Тихомиров А. Ю., Кустова Н.А. Комплексная оценка ведения и поддержания водно-химического режима второго контура энергоблоков № 1-4 Ровенской АЭС с коррекционной обработкой этаноламином.....	31
Михальчук А.Д., Шибетский Ю.А. Предварительная модель распространения тепла в системе барьеров геологического хранилища.....	37
Коваленко Г.Д., Витько В.И., Хабарова А.В., Карташев В.В., Г.В. Гутков, Левенец В.В. Оценивание экологического риска выбросов летучей золы и ее составляющих Змиевской ТЭС с учетом фракционного состава.....	44
Мазуренко А.С., Скалозубов В.И., Пирковский Д.С., Чулкин О.А., Чжоу Хуиуй Анализ применимости результатов экспериментальных исследований гидродинамики к насосным системам тепловых и ядерных энергоустановок.....	49
Протасов А.А., Силаева А.А., Новоселова Т.Н., Громова Ю.Ф., Степанова Т.И. Гидробиологический режим техногенного водоема в зоне, прилегающей к Хмельницкой АЭС.....	53
Протасов А.А., Цыбульский А.И. Особенности формирования водной и околоводной растительности в водоеме-охладителе Хмельницкой АЭС в условиях нестабильного режима уровня воды.....	58
Стельмах Д.А., Кучинский В.К., Платоненко А.М., Шумилова Л.Є. Перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему з урахуванням створення зони спеціального промислового використання.....	63

CONTENTS

K. Bakhtina, V. Kurov, V. Posokh Choice of a method for determining the cyclic loading parameters for calculating the accumulated and predicted damage of NPP equipment elements.....	4
V. Borysenko, V. Goranchuk, Yu. Piontkovsky Choice of conservative assumptions in justification of nuclear safety of VVER 440 SFA storage systems.....	13
S. Barbashev Risk-based approach to the assessment of the effects at the nuclear power plant offsite in severe accidents at NPP unit.....	18
Yu. Khomych Conceptual model of the operator decision-making support system for early diagnostics of small leaks.....	25
P. Kuznetsov, A. Tihomirov, N. Kustova Complex evaluation of the management and maintenance of water chemical modes in second circuit of Rovno NPP units no. 1-4 with ethanolamine correction treatment.....	31
O. Mykhalchuk, Iu. Shybetskyi Preliminary model of the heat distribution through geological repository barriers.....	37
G. Kovalenko, V. Vitko, H. Khabarova, V. Kartashov, G. Gutkov, V. Levenets Evaluation of ecological risk to emissions of the fly ash and its components to Zmiivska thermal power plant based on the fractional composition.....	44
A. Mazurenko, V. Skalozubov, D. Pirkovsky, O. Chulkin, Zhou Huiyuy Analysis of applicability of the results of experimental researches of hydrodynamics to pump systems of thermal and nuclear energy installations.....	49
A. Protasov, A. Syliaeva, T. Novoselova, Yu. Gromova, T. Stepanova Hydrobiological regime of technogenic pond in the zone that is adjacent to Khmelnytsky NPP.....	53
A. Protasov, A. Tsybul'skyi The processes of formation of water and wetland vegetation in the cooling pond of Khmelnytsky NPP under unstable water level regime.....	58
D. Stelmakh, V. Kuchinskiy, A. Platonenko, L. Shumilova The Shelter object transformation into an ecologically safe system with the creation of a special industrial use area.....	63

УДК 539.4

*Е. В. Бахтина, В. А. Куров, В. О. Посох**ГП "Государственный научно-инженерный центр систем контроля и аварийного реагирования", г. Киев*

ВЫБОР МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ЦИКЛИЧЕСКОГО НАГРУЖЕНИЯ ПРИ РАСЧЕТАХ НАКОПЛЕННОГО И ПРОГНОЗИРУЕМОГО ПОВРЕЖДЕНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

В статье рассмотрены подходы к формированию расчетной последовательности режимов при анализе циклической прочности элементов оборудования АЭС. В настоящее время определение накопленного и прогнозируемого усталостного повреждения проводится в соответствии с нормативным документом «ПНАЭ Г-7-002-86 Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок», положения которого в данном вопросе неоднозначны и дают возможность варьировать параметрами нагружения в зависимости от исходных данных задачи. Показано, что применение современных программных продуктов позволяет проводить расчеты с большей точностью с применением нескольких методик, получая при этом результат наиболее близкий к реальному состоянию элементов конструкций.

Ключевые слова: оборудование и трубопроводы АЭС, расчет циклической прочности, параметры циклического нагружения, расчет накопленного и прогнозируемого циклического повреждения.

Введение. Одной из главных задач при эксплуатации ядерных энергетических реакторов является сохранение целостности барьеров безопасности АЭС. Особенно это важно для оборудования и трубопроводов, отработавших значительный срок, и в случае продления проектного срока службы. Наиболее актуально проблема сохранения целостности стоит для оборудования и трубопроводов первого контура, замена которых либо невозможна, либо крайне дорогостояща. В процессе эксплуатации металл, из которого выполнены оборудование и трубопроводы, подвергается термостатическому нагружению вследствие изменения параметров теплоносителя (температуры, давления). Для эксплуатации корпусных реакторных установок (РУ) с водо-водяным энергетическим реактором (ВВЭР) характерен целый спектр режимов нагружения, связанных с пуском-остановом, изменением мощностных характеристик установки и срабатыванием защиты реактора. Данные эксплуатационные нагружения приводят к накоплению усталостного повреждения в металле различных зон оборудования и трубопроводов, которое может привести к появлению усталостных трещин и, в конце концов, к нарушению их целостности.

В процессе эксплуатации РУ реальное нагружение существенно отличается от предполагаемого нагружения, принятого при проведении проектных расчетов на прочность. Это подтверждено мониторингом рабочих параметров на энергоблоках АЭС. Поэтому контроль усталостного повреждения по реальному нагружению, зарегистрированному в процессе эксплуатации, является актуальным, и для его осуществления разрабатываются различные методы и средства.

Управление ресурсом ответственного оборудования энергоблоков АЭС в период сверхпроектно-

го срока службы является актуальной задачей, требующей совершенствования подходов, как к диагностике текущего технического состояния, так и прогнозированию остаточного ресурса. В составе реакторной установки ВВЭР, относящимся к самому распространенному типу легководных реакторов, работает ответственное оборудование (реактор, парогенератор (ПГ), компенсатор давления (КД), главный циркуляционный насос (ГЦН), главные циркуляционные и дыхательные трубопроводы и др.), которое по факту, в первую очередь, и определяет остаточный ресурс энергоблока. От достоверного прогнозирования состояния этого оборудования в значительной степени зависит надежность и безопасность эксплуатации АЭС в целом.

Обзор последних публикаций по определению повреждаемости оборудования АЭС. В работе [1] представлен расчет циклической прочности при действии трех режимов нагружения. При этом каждый режим имеет фиксированные параметры, а цикл нагружения является любой возможной комбинацией трех режимов. Авторы [1] акцентируют внимание на том, что при расчетах повреждаемости на практике нередки случаи, когда максимальная амплитуда напряжений конструкции возникает не в месте действия максимальных напряжений, а в других ее концентраторах. Рекомендуется проводить подробный анализ напряженно-деформированного состояния (НДС) каждого режима эксплуатации с целью правильного выбора наиболее опасной точки. Пример описанного случая рассмотрен на конечно-элементной модели сосуда. Расчеты накопленной повреждаемости материала конструктивных элементов (тройник, колено, сосуд) проводились с помощью программного продукта "ВТУ 2.0", разработанно-

го в соответствии с ПНАЭ Г-7-002-86 [4].

В работе [2] авторы привели описание расчета накопленного усталостного повреждения при циклическом нагружении с помощью программы «ЦИКЛИКА». В работе подробно описан алгоритм работы программного средства, разработанного на основе методов и алгоритмов нормативного документа [4]. В части касающейся задания нагружения отмечено, что необходимо добавить файл режимов нагружения, но каким образом задается циклическая нагрузка остается неясным. Проведена верификация программного средства согласно тестовым примерам аттестованной программы «Ресурс 86-2002». Однако, авторами опущены все исходные данные тестовых задач, что не позволяет как-либо проанализировать возможности описываемого продукта.

В работе [3] с помощью разработанного программного комплекса «ПРОГНОЗ» проведен анализ вероятности разрушения перемычек коллектора первого контура парогенератора АЭС. Основное внимание уделено описанию конструкции коллектора, описанию конечно-элементной модели, созданной в среде ANSYS, формированию нагрузки на основе расчетных режимов, а также исходным данным для задачи в виде параметров конструкционных материалов коллектора и рабочей среды. Отмечено, что расчеты проводились с условием отсутствия начальной дефектности основного металла. Подробно описана методика расчетного анализа вероятности образования граничных трещин в перемычке коллектора первого контура парогенератора, исследованы факторы, влияющие на механизм повреждения. Расчет вероятностей повреждаемости для групп ячеек показал, что суммарная повреждаемость за срок эксплуатации АЭС в течение 40 лет не достигает значения равного 1, а значит, трещины не образуются.

Более подробно рассмотрим представленный в работе [3] подраздел, описывающий формирование цепочек режимов и формирование расчетных циклов. В таблице 3.1 [3] представлены 16 расчетных режимов, а таблице 3.2 последовательность режимов и количество их повторений. Из перечня эксплуатационных режимов формируется история (цепочка) нагружения. Из выстроенной цепочки выделяются циклограммы с определенным числом повторений за срок службы, таких последовательностей выделено 9. Формирование расчетных циклов производится методом теней. Суммарная повреждаемость материала определялась согласно ПНАЭ Г-7-002-86 [4].

В работе [5] проведен расчет вероятностей повреждаемости оборудования и трубопроводов с прогнозом на 60 лет эксплуатации 5-го энергоблока АЭС Козлодуй (Болгария). Результаты расчетов показали возможность продления срока эксплуатации энергоблока. По результатам расчетов на усталостную прочность ряда оборудования отмечено, что на рост усталостных повреждений влияют режимы разогрева, расхолаживания, а также режимы с резким охлаждением оборудования и трубопроводов.

Обзор работ посвященных автоматизации расчетов, разработке методик, определению условий и параметров для расчета повреждаемости элементов конструкций АЭС показывает, что многие вопросы остаются неопределенными и требуют уточнения. Так вопрос систематизации нагрузок является одним из ключевых моментов при определении долговечности оборудования. От способа систематизации нагрузок в значительной мере зависят результаты расчетов на прочность и, как следствие, прогноз долговечности оборудования.

Подход к расчету усталостной прочности. Цель данной работы - провести сравнительный анализ подхода с учетом истории нагружения наиболее распространенными методами схематизации и предложенного нами упрощенного блочного подхода по определению параметров циклического нагружения, необходимых для расчетов усталостной прочности элементов конструкции АЭС.

Оценка усталостной прочности оборудования АЭС выполняется в несколько этапов:

- анализ условий эксплуатации (изменение рабочих параметров - давления и температуры);
- определение напряженно-деформированного состояния;
- формирование циклов нагружения;
- расчет усталостной прочности;
- расчет повреждаемости.

Обычно первые два этапа имеют однозначные выводы, тогда как решение усталостной задачи характеризуется хаотичным изменением параметров нагружения, что приводит к сложностям при формировании входных данных.

Работа оборудования РУ сводится к чередованию регламентированных режимов, количество которых имеет проектное и зарегистрированное за прошедший срок эксплуатации значения. В Таблице 1 приведены регламентированные режимы эксплуатации энергоблока АЭС, регламентное и зарегистрированное за 30 лет эксплуатации количество циклов.

Таблица 1. Регламентированные режимы эксплуатации энергоблока АЭС

№ п.п	Наименование режима	Регламентное кол-во циклов	Зарегистрированное кол-во за 30 лет
1. Нормальные условия эксплуатации (НУЭ)			
1.1	Заполнение оборудования рабочей средой, уплотнение реактора	100	34
1.2	Раздельное гидротестирование (ГИ) по первому контуру: на плотность: давление I к. – 18 МПа	110	102
	на прочность: давление I к. – 25 МПа	20	12
1.3	Плановый разогрев из холодного состояния при значении скорости разогрева не более 20 °С/ч	110	100
1.7	Отключение ГЦН	200 на насос (4 шт.)	1/1/-/1
1.8	Включение ГЦН ранее не работавшей петли	230 на насос(4шт.)	15/6/9/8
1.9	Отключение подогревателей высокого давления и последующее их включение	300	A-197, B-184
1.13	Плановое расхолаживание до холодного состояния при значении скорости расхолаживания не более 30 °С/ч	106	98
1.14	Опорожнение и разуплотнение оборудования: - для реактора	100	33
2. Нарушение нормальных условий эксплуатации (ННУЭ)			
2.1	Обесточивание ГЦН в состоянии РУ «Работа на мощности»	30 (для каждого ГЦН, 4 шт.)	24/15/15/14
2.2	Закрытие стопорных клапанов турбины	150	60
2.4	Прекращение подачи питательной воды в ПГ	30	5
2.5	Неуправляемое извлечение группы ОР СУЗ* из активной зоны	30	0
2.6	Снижение концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура, вследствие нарушений в системе борного регулирования	30	0
2.7	Режим течи ПГ: разрыв трубки теплообмена	30	0
2.9	Внезапный переход на подпитку первого контура с температурой подпиточной воды в диапазоне значений от 60 °С до 70 °С	30	0
2.12	Ускоренное расхолаживание РУ при значении скорости расхолаживания 60 °С/ ч при температуре первого контура в пределах от номинального значения до 220 °С	4	1
2.13	Срабатывание системы УПЗ	150	16
3. Аварийные режимы			
3.1	Режим малой течи: разрыв трубопроводов первого контура Ду менее 100 мм	15	0
3.3	Незакрытие предохранительного клапана (ПК) компенсатора давления	3 (по 1 на каждый ПК)	0
3.4	Незакрытие предохранительного клапана ПГ	8 (по 1 на каждый ПК)	0
3.5	Незакрытие клапанов устройства сброса пара из парогенератора	8 (по 1 на каждое устройство БРУ-А, БРУ-К)	1
3.6	Выброс ОР СУЗ при разрыве чехла привода	5	0
3.9	Разрыв трубопровода питательной воды ПГ	4 (по 1 на ПГ)	0

*ОР СУЗ – органы регулирования системы управления и защиты.

Описание конструкции трубопровода. Рассматривался участок трубопровода аварийного впрыска бора, который при нормальных условиях эксплуатации испытывает воздействие от транспортируемой среды со следующими параметрами: температура 50 °С, давление 16 МПа. Материал, из которого изготовлен трубопровод, – сталь 08X18H10T, ее физико-механические свойства приняты на основании [4]. Накопленная повреждаемость рассчитывалась в тройнике – концентраторе напряжений. Тройник имеет следующие геометрические параметры: диаметр основной трубы и отвода – 38 мм, толщина стенки – 2 мм. Расчетная конечно-элементная модель трубопровода (Рис. 1) сформирована инструментальными средствами в среде АПМ [8].

Определение напряжений от циклических нагрузок. Для определения циклических напряжений, которые возникают в процессе эксплуатации элементов или трубопроводов необходимо определить изменение нагрузок во времени процессе эксплуатации, таких как давление p , температура носителя T .

По заданным рассчитанным откликам от единичных нагрузок для каждого момента времени определены компоненты тензора напряжений по формуле:

$$\sigma_{ij} = \sigma_{ij}^p \cdot p + \sigma_{ij}^T \cdot T, \quad (1)$$

где σ_{ij}^p – компоненты тензора от единичной нагрузки давлением; σ_{ij}^T – компоненты тензора от единичной нагрузки температурой носителя; p – давление; T – температура носителя.

Это дало возможность определить суммарный тензор напряжений от внешних нагрузок в каждый момент времени.

Далее для каждого подхода по определению повреждаемости описано определение цикла нагружения.

Ниже на Рис. 2 и 3 представлены распределения напряжений от единичных нагрузок давлением и температурой (для наглядности приведен перепад в 100°С).

Далее все расчеты циклической прочности проводились по формулам 5.20 и 5.34 [4], приведенным ниже соответственно 2 и 3:

Расчет накопленной повреждаемости за прошедший срок эксплуатации. Основной подход по определению накопленной повреждаемости заключается в анализе реальной истории нагружения оборудования, т.е. в обработке непрерывных графиков изменения рабочих параметров (p и T).

На рис.4 приведен пример изменения давления и температуры за месяц.

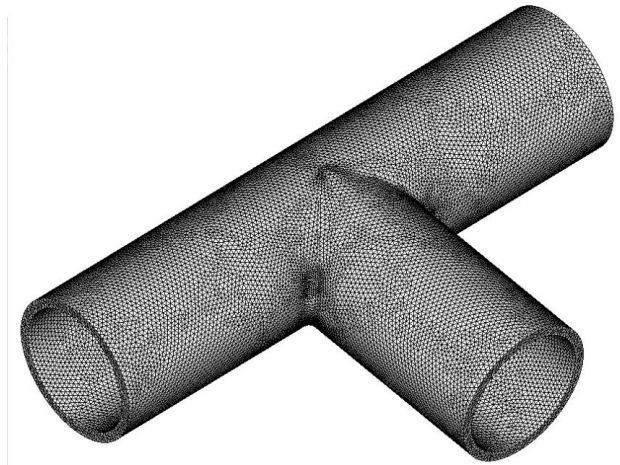


Рисунок 1. Конечно-элементная модель тройника

$$\left[\sigma_{af} \right] = \left. \begin{aligned} & \frac{E^T e_c^T}{n_\sigma (4[N_0])^m} + \frac{R_c^T}{n_\sigma \left[(4[N_0])^{m_a} + \frac{1+r}{1-r} \right]} \\ & \frac{E^T e_c^T}{(4n_N[N_0])^m} + \frac{R_c^T}{(4n_N[N_0])^{m_a} + \frac{1+r}{1-r}} \end{aligned} \right\} \quad (2)$$

$$\left[\sigma_{af} \right] = \left. \begin{aligned} & \frac{E^T e_c^T}{n_\sigma (4[N_0])^m} + \frac{R_m^T}{n_\sigma \left[1 + \frac{R_m^T}{R_c^T} \frac{1+r}{1-r} \right]} \\ & \frac{E^T e_c^T}{(4n_N[N_0])^m} + \frac{R_m^T}{1 + \frac{R_m^T}{R_c^T} \frac{1+r}{1-r}} \end{aligned} \right\} \quad (3)$$

где, n_N , n_σ - коэффициенты запаса прочности по напряжениям и числу циклов; m , m_c - характеристика материала; r - коэффициент асимметрии цикла напряжений; R_c^T - характеристика прочности, E^T - модуль упругости при заданной температуре, R_m^T - пределы выносливости, N_0 - допускаемое число циклов, e_c^T - характеристика пластичности, определяемые согласно рекомендациям [4].

В тоже время анализ циклической прочности обычно проводится за срок 20-30 и более лет, соответственно объем данных за такой период будет довольно велик.

Поэтому при анализе истории нагружения применяют различные методы схематизации (максимумов, минимумов, экстремумов, пересечений, размахов, дождя, теней, полных циклов и др.). На Рис.5 представлены результаты верификации программного средства “Циклика” с заметным расхождением результатом расчетов повреждаемости с применением методов схематизации. На Рис. 5 по оси абсцисс- представлены результаты решения задач для 14 различных элементов оборудования, по оси ординат - относительная величина накопленной повреждаемости (для наглядности степени опущены).

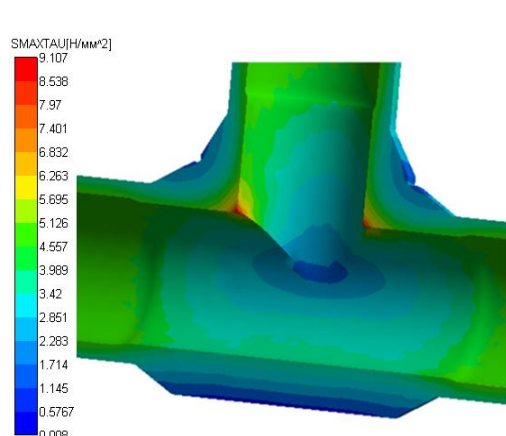


Рисунок 2. Напряжение при нагружении давлением 1 МПа

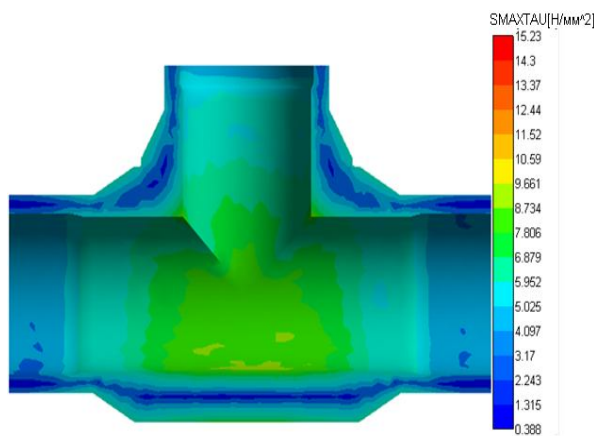


Рисунок 3. Напряжение от нагрузки температурой носителя

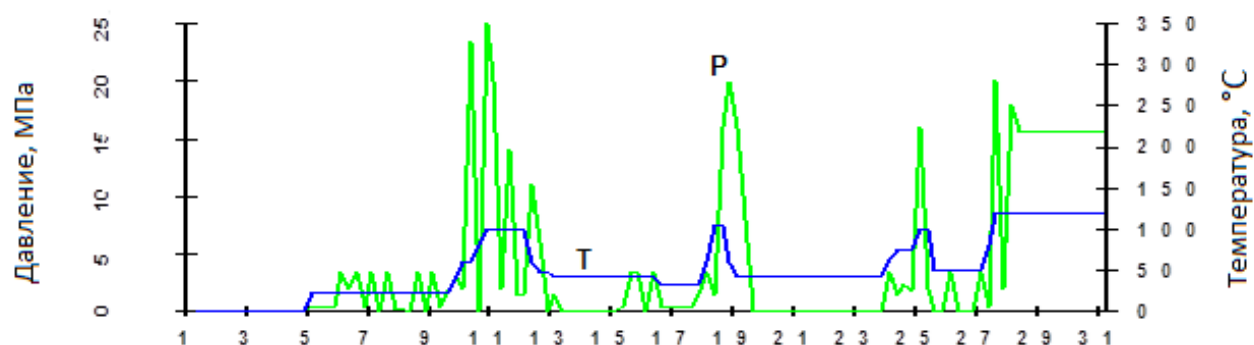


Рисунок 4. Изменение давления и температуры за месяц

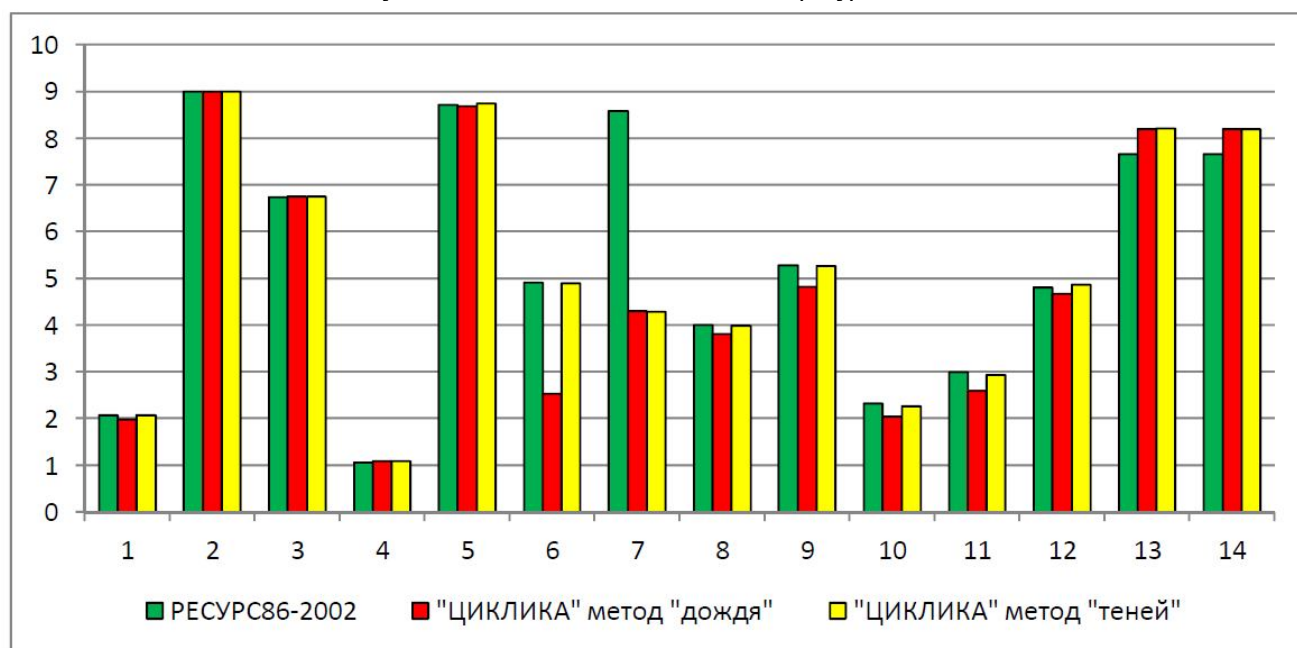


Рисунок 5. Сравнительная диаграмма результатов верификации программного средства "Циклика" [2]

Для уменьшения объема обрабатываемой информации принимают следующие упрощения:

- либо часть режимов исключают, считая, что они не влияют на циклическую прочность, либо исключают отрезки времени на которых нагрузка падает;
- для выделения расчетных амплитуд напряже-

ний из истории нагружения выбирают временной отрезок с наиболее характерными изменениями параметров нагружения и принимают, что в таком режиме оборудование работало весь период эксплуатации (Рис.6);

- на основе анализа работы оборудования формируют "расчетные режимы работы."



Рисунок 6. Временной интервал для расчета долговечности теплообменного оборудования РУ (расчетная долговечность 88800 часов, то есть более 10 лет) [9]

Также конечный результат расчета повреждаемости зависит от выделения в истории циклов и блоков нагружения (например, в качестве отдельных блоков нагружения рассматриваются кампании – периоды времени между планово-предупредительными ремонтами, в качестве циклов принимают повторяющиеся цепочки регламентных или расчетных режимов и т.д.).

Все вышеперечисленные упрощения приводят к повышению погрешности при вычислении накопленной повреждаемости.

Предлагаемый в нашей работе подход основан на следующих предположениях:

- цикл нагружения – это изменение параметров нагрузки, а соответственно, и действующих напряжений в конструкции за время работы в одном регламентном режиме;

- блок нагружения состоит из циклов одного типа, соответствующих режиму работы в количестве, зарегистрированном за прошедший срок эксплуатации (Рис.7).

Для сравнения результатов предложенного блочного подхода и подхода с выделением в качестве цикла нагружения цепочки режимов, выберем историю нагружения за 1 год и 30 лет.

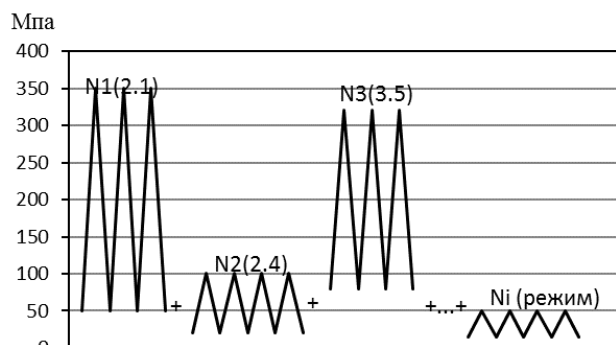


Рисунок 7. Схематический вид блочного нагружения

Выделим в реальной истории нагружения следующие циклы: НУЭ → ГИ → НУЭ, НУЭ → 2.1 → НУЭ, НУЭ → 2.2 → НУЭ, НУЭ → 3.5 → НУЭ, а также цикл – НУЭ. Где НУЭ – режим при нормальных условиях эксплуатации, куда входят режимы с 1.1 по 1.14 Таблицы 1; ГИ – режим гидроиспытаний; 2.1, 2.2, 3.5 – режимы указанные в Таблице 1.

Ниже в Таблице 2 приведена последовательность режимов за 1 кампанию, а в Таблице 3 – параметры и количество режимов за 1 кампанию и 30 лет эксплуатации энергоблока АЭС.

Как видно из Таблицы 3, предложенный нами подход к расчету накопленной повреждаемости и подход с учетом истории нагружения дают очень близкие значения повреждаемости (погрешность не превышает 0,3%), что позволяет сделать вывод о его возможной применимости для такого типа задач.

Таблица 2. Последовательность режимов эксплуатации энергоблока АЭС за 1 кампанию работы

1.1.→1.2. →	1.2. →	1.2.→1.2. →1.3. →1.13. →1.12. →1.2. →1.2. →1.2. →1.2. →
1.3. →	1.4.2. →1.6. →1.4.→1.6. →1.4. →1.6. →1.2. →1.4. →2.2. →1.4. →1.6. →	
1.4. →	1.6. →	1.4. → 1.6. → 1.2. → 1.2. → 1.2. → 1.2. → 1.4. → 1.6. → 1.4. → 3.5.
1.4. →	1.6. →	1.13.→1.2. → 1.3. → 1.4. → 2.2. → 1.13. →1.3. → 1.4. → 1.6. → 1.13.
1.2. →	1.2. →	1.2. → 1.3. → 1.4. → 2.2. → 1.4. → 1.6. → 1.4. → 2.2. → 1.4. → 2.2.
1.4. →	1.4. →	1.13.→1.3. → 1.4. → 2.2. → 1.4. → 1.6. → 1.4. → 2.2. → 1.4. → 2.1.
1.4. →	1.4. →	1.4. → 1.4. → 1.13.→1.2.→1.2. → 1.3. → 1.4. → 1.4. → 1.4. → 1.6.
1.4. →	1.6. →	1.4. → 1.2. → 1.2. → 1.4. → 1.4. → 1.6. → 1.4. → 1.4. → 1.13.→1.2.
1.2. →	1.2. →	1.2. → 1.3. → 1.4. → 1.4. → 1.13.

Таблица 3. Параметры, количество режимов и накопленная повреждаемость за прошедшую эксплуатацию энергоблока АЭС

Режим	Изменение напряжений за режим		Кол-во режимов за 1 год	Кол-во режимов за 30 лет
	$\sigma_{\min}$, МПа	$\sigma_{\max}$, МПа		
НУЭ	25,4	116,7	67	686
ГИ	25,4	227,7	25	114
2.1	25,4	211,85	7	24
2.2	25,4	135,49	1	60
3.5	25,4	128,75	1	1
2.4	25,4	131,71	0	5
2.3	25,4	166,57	0	2
$\sum a^*$	-	-	$6,58243 \cdot 10^{-5}$	$1,481 \cdot 10^{-5}$
$\sum a^{**}$	-	-	$6,5834 \cdot 10^{-5}$	$1,485 \cdot 10^{-5}$

*а - накопленная повреждаемость, результат по истории нагружения;

**а - накопленная повреждаемость, результат по блочному нагружению.

При этом предложенный нами подход упрощает и ускоряет расчет повреждаемости, что особенно важно при анализе большой номенклатуры оборудования. К тому же этот подход учитывает изменения НДС при всех эксплуатационных режимах оборудования.

Для более точного анализа повреждаемости следует рассматривать историю нагружения с как можно меньшим шагом по времени. С этой целью рассмотрим режим 2.7 из Таблицы 1, который относится к режимам нарушения нормальной эксплуатации. На рисунке 8 приведены изменения во времени рабочих параметров (температура и давление), а также эквивалентные напряжения в зоне концентрации напряжений тройника.

В качестве классического подхода по определению параметров циклического нагружения был применен метод схематизации полных циклов. Было выделено три цикла нагружения с различными амплитудами (на Рис. 9 под номерами 1, 2, 3, они заштрихованы серым цветом).

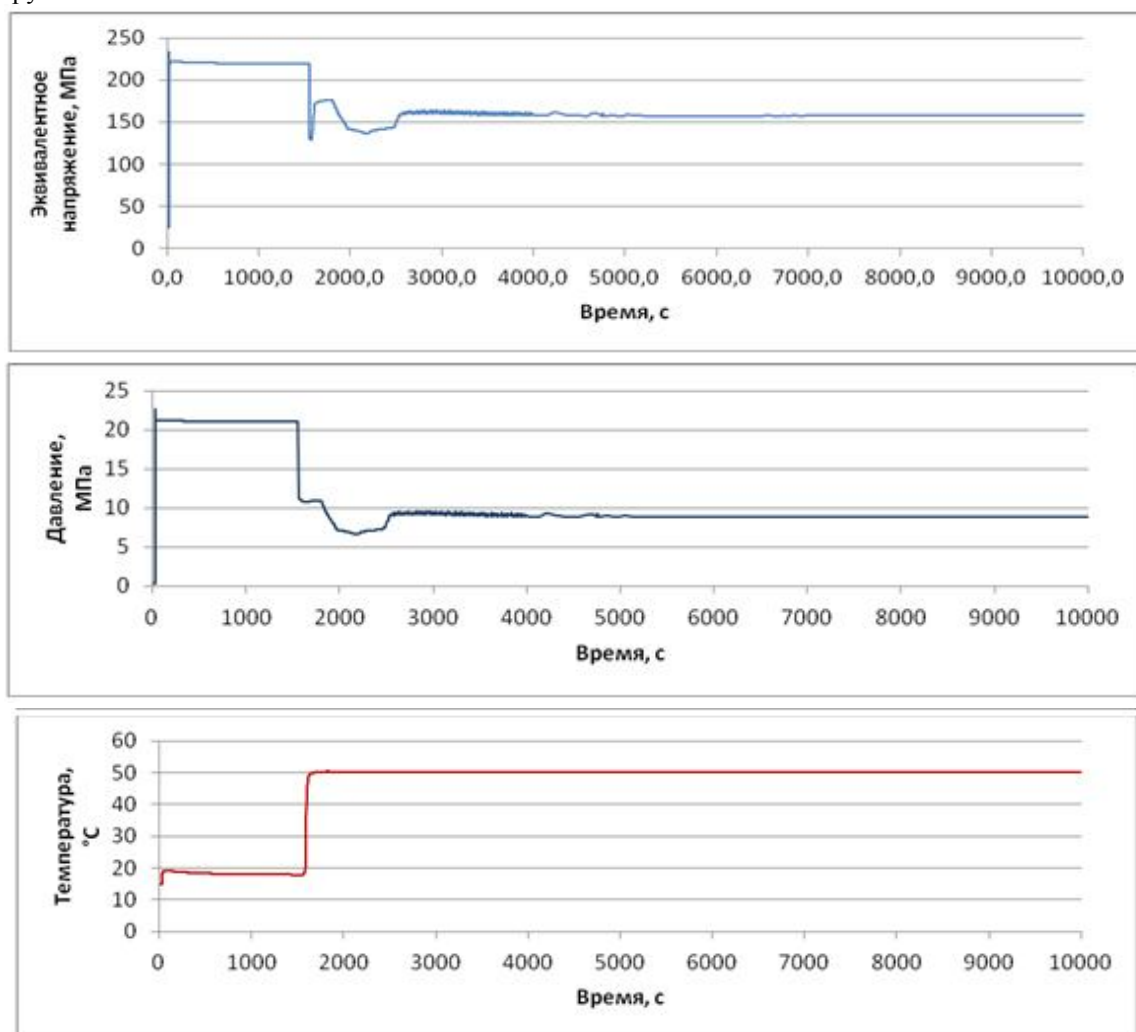


Рисунок 8. Изменение напряженного состояния и рабочих параметров на участке рассматриваемого трубопровода

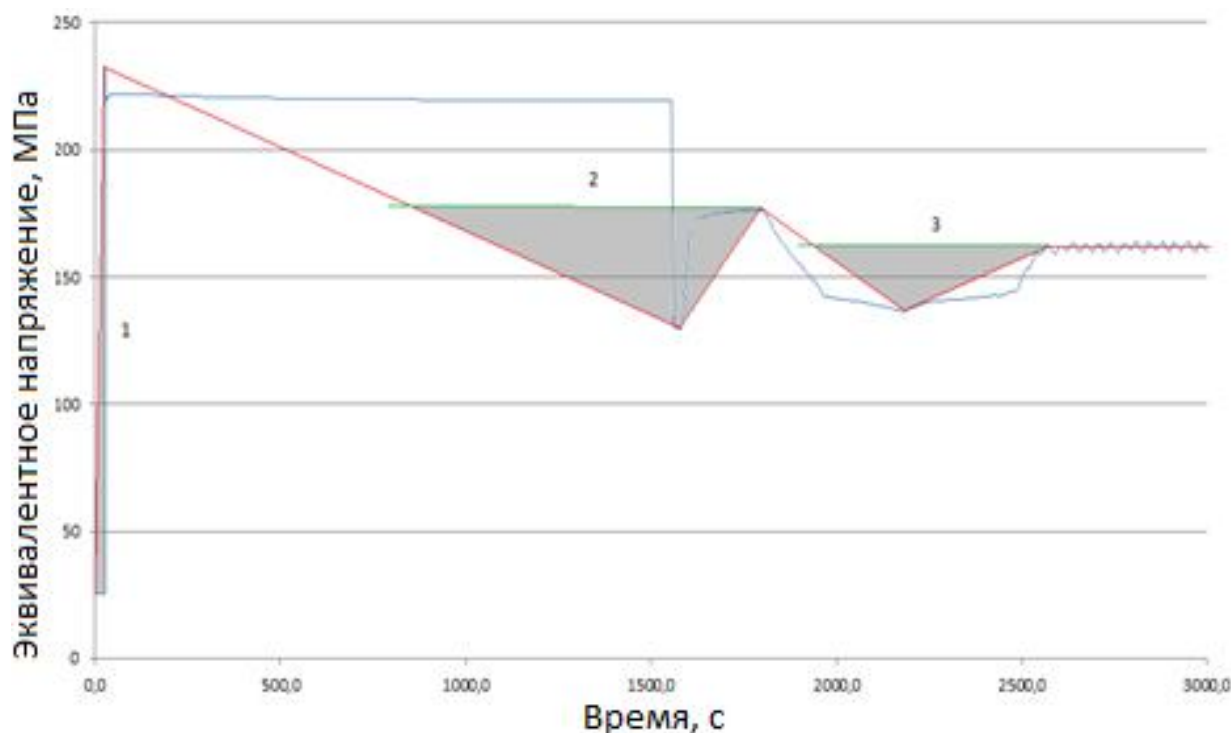


Рисунок 9. Расчетный период времени для режима 2.7 и схематически выделенные циклы нагружения

Количество режимов 2.7 за прошедший срок эксплуатации - 14. Повреждаемость от данной нагрузки за 14 нагружений составляет $9,58991986630 \cdot 10^{-6}$.

При расчете повреждаемости согласно предложенному блочному подходу (считая, что представленная нагрузка - это один цикл нагружения) повреждаемость составляет $9,5899175726 \cdot 10^{-6}$. Полученные с использованием подходов по истории нагружения и по блочному выделению циклов нагружения величины накопленной повреждаемости близки, однако при расчете повреждаемости оборудования за срок эксплуатации в 30 - 40 лет расхождение результатов может достигнуть 10%.

Выводы.

Проведен сравнительный анализ двух подходов с применением различных методов схематизации – по истории нагружения и по блочному выделению циклов нагружения для расчетов циклической прочности элементов конструкции АЭС. На примере концентратора напряжений – трубопровода-тройника решена задача опреде-

ления накопленной повреждаемости. В предложенном нами подходе при расчете повреждаемости необходимо выделить блоки нагружения, состоящие из одного вида регламентного режима. При рассмотрении нагружения одним блоком (год, кампания, весь срок эксплуатации) необходимо применять методы схематизации, которые имеют ряд недостатков. Подход, учитывающий в качестве расчетного цикла нагружения регламентный режим работы с достаточной точностью определяет накопленную повреждаемость. В предложенном нами подходе учитывается изменение НДС при всех существующих регламентных режимах, тогда как в ряде публикаций при оценке циклической прочности и ресурса расчеты проводят по одному режиму НУЭ, по нескольким «наиболее представительным» режимам и т.д.

При этом, следует отметить, что более точным расчет будет при выделении циклов нагружения на более мелком временном шаге реальной истории эксплуатации.

Список использованной литературы

1. Виленский О. Ю. и др. Разработка и верификация программы расчета циклической и длительной циклической прочности ВТУ-2.0 // Сборник трудов. 17-я международная научно-техническая конференция

молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам, 25-26 марта, 2015, АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС".-[Электронный ресурс].- Режим доступа:

- <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms-2015/documents/kms2015-038.pdf>
2. Халутин А. А. Автоматизация расчета накопленного усталостного повреждения конструкции при циклическом и длительном циклическом нагружении. // Сборник трудов. 17-я международная научно-техническая конференция молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам, 25-26 марта, 2015, АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС". - [Электронный ресурс].- Режим доступа:
<http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms-2015/documents/kms2015-045.pdf>
 3. Киселев М. Н. Расчет вероятности повреждаемости перемычек коллектора первого контура парогенератора с использованием программного комплекса "ПРОГНОЗ" // Сборник трудов. 13-я научно-техническая конференция молодых специалистов ОКБ "ГИДРОПРЕСС", 16-17 марта 2011 года.- [Электронный ресурс].- Режим доступа:
<http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms2011/documents/kms2011-017.pdf>
 4. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86, Москва, Энергоатомиздат, 1989.
 5. Dimitar Popov, Specific degradations of VVER-1000, Kozloduy NPP, Bulgaria// IAEA Technical Meeting on Degradation of Primary Components of PW cooled NPPs, Vienna, 05-08 Nov, 2013.
 6. Система автоматизированного контроля остаточного ресурса оборудования РУ ВВЭР// ОКБ "ГИДРОПРЕСС"- [Электронный ресурс].- Режим доступа:
http://www.gidropress.podolsk.ru/files/booklets/ru/sakor_ru.pdf
 7. Mahmoud H. , Vlasic F. , Mazal P. Simulation of operational loading of pressure equipment by non-destructive testing // METAL2015- Jun 3 rd - 5 th 2015, Brno, Czech Republic, EU - [Электронный ресурс].- Режим доступа:
<http://www.metal2016.com/files/proceedings/21/papers/3732.pdf>
 8. Замрий А. А. Проектирование и расчет методом конечных элементов трехмерных конструкций в среде APM Structure3D : учебное пособие / А. А. Замрий. - Москва : Изд-во АПМ, 2006. - 287 с.
 9. Бесчеров Д.Е. и др. Численное моделирование напряженно-деформированного состояния и оценка циклической прочности теплообменного оборудования РУ при случайных температурных пульсациях - [Электронный ресурс].- Режим доступа:
<http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms2014/documents/kms2014-021.pdf>

Получено 22.09.2016

УДК 651.039

*В.І. Борисенко^{1,2}, В.В. Горанчук¹, Ю.Ф. Піонтовський²*¹*Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, м. Київ*²*Київський національний університет імені Тараса Шевченка, м. Київ***ВИЗНАЧЕННЯ КОНСЕРВАТИВНИХ ПРИПУЩЕНЬ
ПРИ ОБГРУНТУВАННІ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ
СИСТЕМ ЗБЕРІГАННЯ ВТВЗ ВВЕР-440**

Дана стаття містить процедуру та результати вибору консервативних припущень для обґрунтування ядерної безпеки технологічних операцій по зберіганню відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) ВВЕР-440 в централізованому сховищі ВЯП (ЦСВЯП). Максимальне значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів K_{ef} для систем зберігання ВЯП має бути нижчим за 0,95. Показано, що дана вимога виконується при нормальних умовах експлуатації, при порушеннях нормальних умов експлуатації та при проектних аваріях. Представлений опис розрахункових моделей системи зберігання відпрацьованих ТВЗ, побудованих з застосуванням кодів SCALE та MCNP, а також результати розрахунку та їх аналіз по вибору найбільш консервативних умов розмноження, які дають найбільше значення K_{ef} .

Ключові слова: ВВЕР-440, ядерна безпека, ТВЗ, відпрацьоване ядерне паливо, корзина зберігання ВЯП, твел, ефективний коефіцієнт розмноження.

Вступ. Згідно проекту централізоване сховище ВЯП (ЦСВЯП) має містити контейнери різного призначення: контейнер зберігання, транспортний контейнер, перевантажувальний контейнер. Планується застосування даних контейнерів на різних етапах поводження з відпрацьованими тепловидільними збірками (ВТВЗ).

Модифікації багатоцільового контейнера (БЦК, корзина зберігання) застосовуються у всіх типах контейнерів:

- БЦК-31 з 31 коміркою зберігання для ВТВЗ, паливо ВВЕР-1000 з максимальним збагаченням по ^{235}U - 4,45%;

- БЦК-85 з 85 комірками зберігання для ВТВЗ, паливо ВВЕР-440 з максимальним збагаченням по ^{235}U - 4,65%.

В даній статті розглядається питання вибору консервативних припущень в аналізі ядерної безпеки. Дане питання є тільки одним з багатьох в обґрунтуванні ядерної безпеки. Аналіз ядерної безпеки разом з аналізом міцності, аналізом теплового стану, аналізом радіаційної безпеки є складовими частинами задачі обґрунтування безпеки технологічних операцій з переміщення, перевезення та зберігання ВЯП у ЦСВЯП. В задачі вибору консервативних припущень необхідно обґрунтовано підтвердити виконання вимог нормативних документів [1- 3] щодо забезпечення підкритичності ВЯП при всіх операціях його знаходження в транспортному і перевантажувальному контейнерах, а також в контейнері зберігання.

В статті представлений вибір консервативних умов при яких отримуються найбільші значення K_{ef} для ВТВЗ ВВЕР-440 (БЦК-85). Для ВТВЗ ВВЕР-1000 (БЦК-31) процедура аналогічна.

Для визначення впливу параметрів корзини і

палива на значення K_{ef} проведено:

- аналіз залежності ефективного коефіцієнта розмноження K_{ef} від умов уповільнення нейтронів в корзині;

- аналіз впливу геометричних і матеріальних параметрів БЦК і ВТВЗ на K_{ef} .

Розглянута найбільш консервативна модель, яка передбачає завантаження в багатоцільовий контейнер ВТВЗ з найбільш можливими розмножувальними властивостями, а саме помилкове завантаження ТВЗ максимального збагачення за ^{235}U . Для обґрунтування ядерної безпеки потрібно показати, що для даної моделі значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів K_{ef} не перевищує значення 0,95 в умовах нормальної експлуатації, порушень нормальної експлуатації та при проектних аваріях.

В залежності від вибору параметрів для даної розмножувальної системи (БЦК з ВТВЗ), на основі розмірів і допусків на паливні таблетки, на оболонку твелів, на конструктивні елементи ТВЗ, на пластини комірок зберігання в БЦК, буде залежати і ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів.

Під час розрахунку для кожного із зазначених параметрів був розглянутий вплив відхилення від проектних значень в більшу чи меншу сторону на зміну (збільшення чи зменшення) K_{ef} . Для обґрунтування ядерної безпеки приймалась найгірша комбінація допусків і змінних величин, а саме та, що давала найбільше значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів K_{ef} .

Вимоги щодо підкритичності в нормальних умовах транспортування і зберігання забезпечуються з великим запасом, оскільки передбачається заповнення БЦК гелієм в середині, отже відсутній ефективний уповільнювач нейтронів. Наприклад,

значення ефективного коефіцієнта розмноження K_{ef} не перевищує 0,4 для проектного стану БЦК-85, заповненого «свіжими» ТВЗ та гелієм.

Для обґрунтування ядерної безпеки була вибрана консервативна модель із заповненням БЦК водою, оскільки при операціях завантаження та вивантаження ТВЗ на АЕС БЦК заповнюється водою, а також при аналізі деяких аварійних умов найгірші умови щодо забезпечення ядерної безпеки будуть досягатися у випадку заповнення БЦК водою.

Програмні коди. Моделі системи зберігання відпрацьованих ТВЗ були побудовані з застосуванням кодів MCNP4 [4] та SCALE-4 [5].

Програмний комплекс SCALE дозволяє проводити аналізи з ядерної безпеки і проектування паливовмісних систем. Він був розроблений на замовлення Комісії з ядерного регулювання США в Ок-Ріджській Національній лабораторії США в 1980 році з тих пір він широко використовується як в США, так і за його межами для виконання аналізів критичності, радіаційної безпеки, теплопередачі, вигорання тощо [6].

Відповідно до [6] програмний комплекс SCALE застосовується для обґрунтування ядерної безпеки систем зберігання ВЯП в багатьох країнах, серед яких Болгарія, Німеччина, Угорщина, Словаччина, Швеція, США, Японія. Також SCALE застосовувався для обґрунтування ядерної безпеки СВЯП ЗАЕС та СВЯП-2 ЧАЕС.

Код MCNP розроблений в Лос-Аламоській національній лабораторії США і застосовується для різних розрахункових завдань по перенесенню частинок. Він є трьохвимірним кодом і побудований на основі метода Монте-Карло. MCNP широко застосовується для розрахунків критичності. При розрахунках MCNP використовувалася безперервна по енергії бібліотека нейтронно-фізичних констант, створена на основі бібліотеки нейтронних даних ENDF/B-VII [7].

Розрахункові моделі. Для визначення консервативних геометричних і матеріальних параметрів розмножувальної системи БЦК – ТВЗ, достатньо використовувати спрощені моделі:

- із включенням тільки БЦК з відбивачем;
- із включенням одного розрахункового елемента – ТВЗ, яка оточена стінками комірки зберігання БЦК, на зовнішній межі якої знаходиться «нейтронне дзеркало».

У розрахунковій моделі «дзеркало» моделює умови повного відбиття нейтронів, що еквівалентно розгляду безкінечного розмножувального середовища, що складається з однакових розрахункових елементів. Всі побудовані моделі є повністю трьохвимірними. На рис.1 зображена розрахункова модель комірки БЦК-85 із «нейтронним дзеркалом».

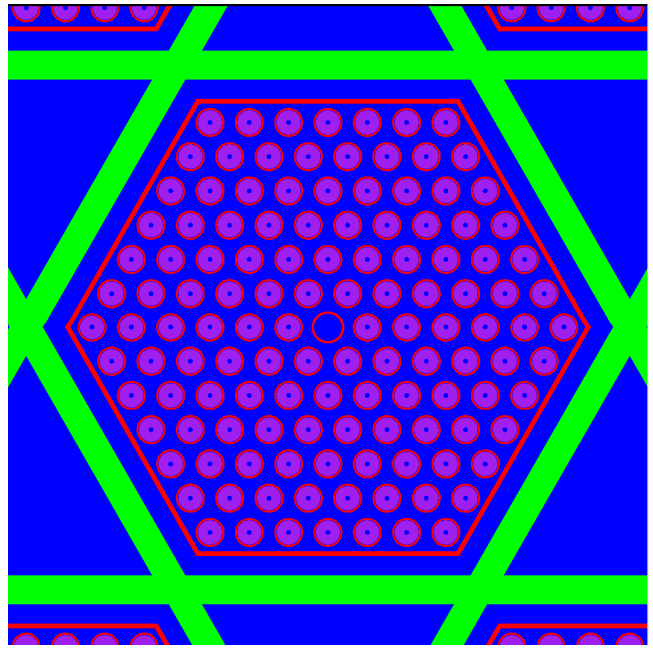


Рисунок 1. Вигляд типової комірки в розрахунковій моделі БЦК-85 (поперечний переріз) з репрезентативною ТВЗ ВВЕР-440

На рис.2. представлена повна розрахункова модель БЦК-85 із 85 комірками зберігання.

Прийнята основна консервативна умова – передбачається завантаження свіжих ТВЗ в БЦК, в той час як в дійсності в БЦК будуть завантажуватися ТВЗ, для яких характерні суттєво менші розмножувальні властивості, що забезпечує значний запас з ядерної безпеки.

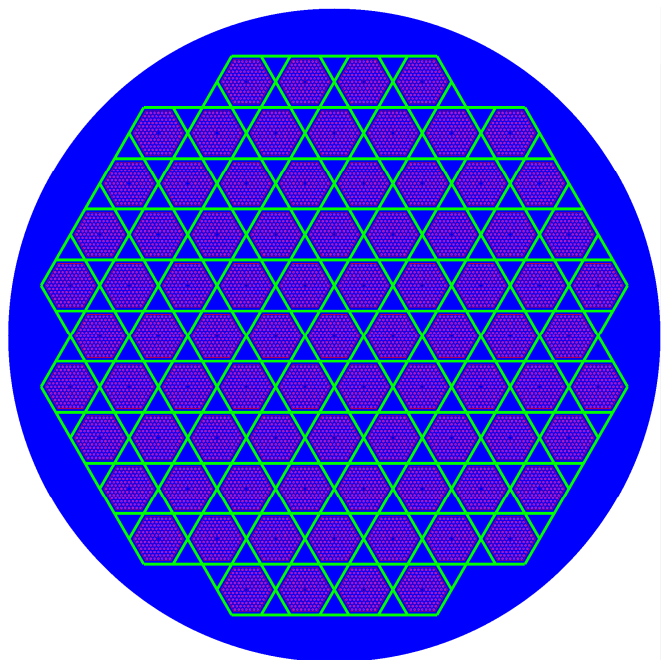


Рисунок 2. Розрахункова схема БЦК-85 (поперечний переріз) з ТВЗ ВВЕР-440

Також прийняті додаткові консервативні умови:

- не враховується поглинання нейтронів матеріалом нейтронного захисту БЦК, який замінюється водою;

- у моделі висота комірок корзини, виконаних з нейтронного поглинача, відповідає тільки висоті паливовмісної зони, хоча фактично висота нейтронного поглинача дорівнює висоті всієї корзини, а отже перевищує висоту паливовмісної зони зверху і знизу.

В розрахунковій моделі явним чином представлені твели і їх оболонка, вимірювальні канали, чохол ТВЗ, стінки комірок корзини, які виконані з нейтроннопоглинаючого матеріалу.

Консервативно центральний отвір паливних таблеток, а також зазор між таблетками і оболонкою твел приймається заповненим водою.

Результати розрахункових досліджень.

В результаті аналізу виконаних розрахунків встановлено, що найбільш консервативні умови при аналізі ядерної безпеки системи зберігання ВЯП досягаються при таких умовах:

- максимальна висота паливовмісної зони;
- максимальне збагачення палива;
- максимальна густина паливного матеріалу;
- максимальний крок розташування твелів;
- мінімальний зовнішній діаметр паливної таблетки;
- максимальний внутрішній діаметр оболонки;
- мінімальна товщина вимірювального каналу.

Величина ефективного коефіцієнта розмноження K_{ef} для ТВЗ залежить від кількості уранового палива і співвідношення між кількістю урану і кількістю води (сповільнювача). Щодо водородного співвідношення, решітка твелів ТВЗ енергетичних реакторів ВВЕР відноситься до "недоуповільнених", тобто в решітці твелів не міститься достатньої кількості води для досягнення максимально можливого ефективного коефіцієнта розмноження K_{ef} для ТВЗ.

Отже, оскільки ТВЗ є "недоуповільнена", то при будь якій зміні геометрії ТВЗ, при якій збережеться кількість паливного матеріалу, але збільшиться кількість води, розмножувальні властивості будуть збільшуватися. Саме тому до зростання розмножувальних властивостей призводять наступні зміни геометрії: зменшення товщини оболонки твел або вимірювального каналу, збільшення кроку твелів.

До зростання розмножувальних властивостей також призводить збільшення висоти паливовмісної зони, оскільки збільшується кількість палива, а співвідношення "паливо/вода" зберігається.

Зроблені вище висновки розповсюджуються на всі типи ТВЗ ВВЕР-440, оскільки всі ТВЗ конструктивно відносяться до одного і того ж виду, складаються з пучків твелів в оболонці, вимірювально-

го каналу і чохла. Отже найбільш консервативна геометрія є спільною для всіх розглянутих ТВЗ. В табл. 1. представлені дані щодо впливу зміни параметрів ТВЗ ВВЕР-1000 на K_{ef} .

Аналіз даних табл. 1 не дозволяє однозначно визначити найбільш консервативні умови для внутрішнього та зовнішнього діаметру паливної таблетки. Оскільки із збільшенням та зменшенням діаметрів ефективний коефіцієнт розмноження K_{ef} відхиляється в одну сторону. Фізична причина цього має дві сторони:

- зменшення внутрішнього діаметра або збільшення зовнішнього діаметра паливної таблетки викликає збільшення кількості води в розрахунковій комірці, а для "недоуповільнених" водородних систем збільшення кількості води зумовлює збільшення ефективного коефіцієнта розмноження K_{ef} ;

- збільшення внутрішнього діаметра або зменшення зовнішнього діаметра призводить до збільшення кількості палива в розрахунковій комірці, внаслідок чого величина ефективного коефіцієнта розмноження K_{ef} має збільшуватися.

У зв'язку із даною невизначеністю для визначення найбільш консервативних розмірів внутрішнього та зовнішнього діаметрів паливної таблетки були проведені додаткові розрахунки з малим кроком зміни діаметрів паливної таблетки. На рис.3. представлений графік залежності величини ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів K_{ef} від діаметра внутрішнього отвору паливної таблетки.

На рис. 4. представлені результати залежності величини ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів K_{ef} від зовнішнього діаметра паливної таблетки.

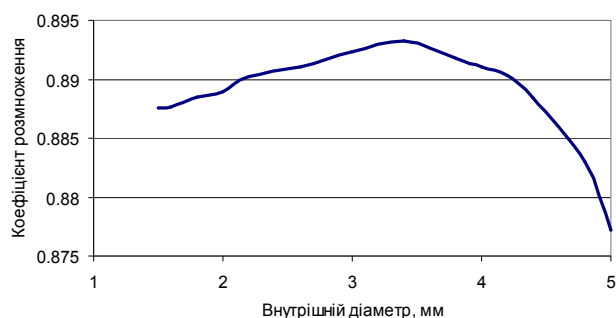
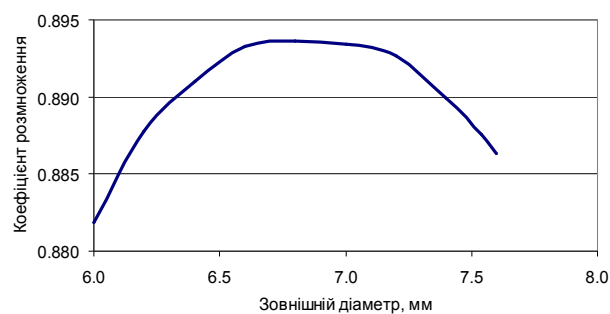
Враховуючи геометричні розміри паливної таблетки для ТВЗ 1-го покоління ВВЕР-440: внутрішній діаметр таблетки - 1,5 мм, зовнішній діаметр таблетки - 7,54 мм, та можливі відхилення розмірів від проектних на 0,1 мм, найбільш консервативні результати розрахунку K_{ef} будуть досягатися при: внутрішньому діаметрі таблетки - 1,6 мм, зовнішньому діаметрі таблетки - 7,44 мм.

При виборі консервативних параметрів розглядалася проектна ТВЗ ВВЕР, з відповідною проектною кількістю твелів, але оскільки ТВЗ ВВЕР відносяться до "недоуповільнених", то зменшення певної кількості твелів і відповідне збільшення кількості води в розрахунковій комірці може викликати збільшення величини ефективного коефіцієнта розмноження K_{ef} (див. табл 2).

В разі пошкодження оболонки твелів і заповнення водою центрального отвору і зазору між оболонкою твела і паливною таблеткою буде спостерігатися зміна розмножувальних властивостей ТВЗ (див. табл 3).

Таблиця 1. Вплив на розмножувальні властивості зміни параметрів ТВЗ ВВЕР-440

Зміна параметрів ТВЗ, мм	Відхилення K_{ef} , мм	Відхилення K_{ef} , %
Збільшення внутр. діам. табл. (+ 0,1)	- 0,00006	- 0,0067
Зменшення внутр. діам. табл. (- 0,1)	- 0,00118	- 0,1329
Збільшення зовніш. діам. табл. (+ 0,1)	+ 0,0008	+ 0,1027
Зменшення зовніш. діам. табл. (- 0,1)	+ 0,00294	+ 0,3312
Збільшення внутр. діам. оболонки (+ 0,1)	+ 0,00547	+ 0,6162
Зменшення внутр. діам. оболонки (- 0,1)	- 0,00565	- 0,6365
Збільшення зовніш. діам. оболонки (+ 0,1)	- 0,00706	- 0,7954
Зменшення зовніш. діам. оболонки (- 0,1)	+ 0,00665	+ 0,7492
Збільшення товщини вимірювальних каналів (+ 0,1)	+ 0,00046	+ 0,0518
Зменшення товщини вимірювальних каналів (- 0,1)	- 0,00006	- 0,0067
Відсутність вимірювальних каналів (замінюються водою)	- 0,00189	- 0,2129
Збільшення кроку твелів (+ 0,1)	+ 0,00724	+ 0,8156
Зменшення кроку твелів (- 0,1)	- 0,00694	- 0,7818
Зменшення густини паливного матеріалу (- 0,2 г/см ³)	- 0,00199	- 0,2242
Зменшення збагачення палива (- 0,05 ваг. % ²³⁵ U)	- 0,00203	- 0,2287

Рисунок 3. Залежність величини K_{ef} від діаметра внутрішнього отвору паливної таблеткиРисунок 4. Залежність величини K_{ef} від зовнішнього діаметра паливної таблетки

Таблиця 2. Вплив відсутності декількох твелів в ТВЗ на розмножувальні властивості ТВЗ ВВЕР-440 та БЦК-85

Конфігурація ТВЗ		K_{eff} окрема ТВЗ
Проектна*		$0,88760 \pm 0,00059$
Ряд твелів 1	Без 3 твелів	$0,89609 \pm 0,00054$
Ряд твелів 3	Без 3 твелів	$0,89589 \pm 0,00065$
	Без 6 твелів	$0,90306 \pm 0,00057$
Ряд твелів 5	Без 3 твелів	$0,88771 \pm 0,00051$
	Без 6 твелів	$0,88916 \pm 0,00061$

* у таблиці наведені значення K_{eff} для проектної конфігурації ТВЗ (кількість твелів -126) та для «пошкоджених» ТВЗ, у яких відсутні у вказаних рядках твелів в ТВЗ (1-й ряд твелів від центральної трубки ТВЗ і т.д.) декілька твелів (3 або 6)

Аналіз ядерної безпеки при можливому пошкодженні палива. Передбачається, що буде забезпечено гелієве (сухе) внутрішнє середовище для контейнерів зберігання і перевезення ВЯП при нормальних умовах експлуатації, при порушеннях нормальних умов експлуатації та при проектних аваріях. В цьому випадку, показники ядерної безпеки практично не залежать від зміни конфігурації палива. Консервативно вважається, що в нормальних і аварійних умовах пошкоджені оболонки всіх твелів, а зазор між таблетками і оболонкою і центральний отвір таблеток заповнені водою. У випадку зберігання в БЦК пошкоджених ВТВЗ, з геометричними параметрами ВТВЗ, що перевищують розглянуті межі проектних значень, в основному, за рахунок збільшення кроку розташування твелів.

Таблиця 3. Збільшення K_{eff} внаслідок заповнення водою зазору між таблеткою і оболонкою, а також центрального отвору

Тип ТВЗ	Збагачення, ваг. % ^{235}U	K_{eff} , окрема ТВЗ	
		З водою	Без води
1-го покоління	4,45	$0,88760 \pm 0,00059$	$0,86648 \pm 0,00072$
2-го покоління	4,65	$0,89575 \pm 0,00065$	$0,88119 \pm 0,00055$

Обґрунтування ядерної безпеки вимагає додаткових проектних рішень, таких як: застосування неповного завантаження БЦК, збільшення концентрації поглинача в матеріалі Metamic-НТ, використання принципів «кредиту вигорання» [8], та/або інші.

Висновки.

Результати проведеного аналізу з ядерної безпеки систем зберігання ВЯП, з визначеними у роботі консервативними припущеннями, підтверджують, що значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів K_{eff} не перевищують 0,95, з врахуванням всіх розрахункових похибок і невизначеностей, з довірчою ймовірністю 95%, при будь-яких нормальних умовах експлуатації, при порушеннях нормальних умов експлуатації та при проектних аваріях.

Список використаної літератури

- Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах ядерной энергетики, ПНАЭ Г-14-029-91, Госпроматомнадзор СССР, 1991.
- Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів НП 306.2006.124-2006 (ПБПРМ-2006), ГИЯРУ.
- НП 306.2.105-2004 Основные положения обеспечения безопасности промежуточных хранилищ сухого типа, ГИЯРУ [2004].
- MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Manual. Edited by Judith F. Briesmeister. - LA-13709-M, 2000.
- SCALE-4.4a: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation," NUREG-CR-0200, Rev.6, Oak Ridge National Laboratory, September, 1998.
- Солдатов С.А., Черницкий С.В., Леонов С.Н. Определение систематической ошибки и дисперсии расчётной последовательности CSAS26 пакета программ SCALE-5 // Ядерна та радіаційна безпека. 2011. № 3 (51). с.47-52.
- M.B. Chadwick, P. Oblozinsky, M. Herman. "ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology," Nuclear Data Sheets 107, 2931 (2006).
- Ковбасенко Ю. П., Еременко М. Л. Определение изотопного состава отработавшего топлива реакторов РБМК для последующего анализа ядерной безопасности с учетом выгорания топлива // Ядерна та радіаційна безпека. 2011. № 2, с. 35-42.

Отримано 10.02.2017

УДК 621.039.586

С.В. Барбашев

*Одесский национальный политехнический университет, Украина***РИСК-ОРИЕНТИРОВАННЫЙ ПОДХОД К ОЦЕНКЕ ПОСЛЕДСТВИЙ ЗА ПРЕДЕЛАМИ ПЛОЩАДКИ АЭС ПРИ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЯХ НА ЭНЕРГООБЛОКЕ**

Показано, что метод вероятностного анализа безопасности третьего уровня, который можно трактовать как интегрированный вероятностно-детерминированный риск-ориентированный подход к анализу процессов, происходящих на АЭС и в окружающей среде при тяжелой аварии, может помочь решить задачи по превентивной готовности к аварийному реагированию, в т.ч. рекомендовать необходимые контрмеры.

В статье предлагаются общие приемы и способы последовательной реализации метода.

В качестве примера практической реализации риск-ориентированного подхода к оценке степени возможного влияния радиационной аварии на здоровье населения и состояние окружающей среды и выбору контрмер, рассмотрен гипотетический случай тяжелой аварии на первом блоке Запорожской АЭС по сценарию «Полное обесточивание с нелокализацией гермооболочки».

Ключевые слова: тяжелая авария на АЭС, превентивная готовность к аварийному реагированию, вероятностный и детерминированный анализ безопасности, риск-ориентированный подход, контрмеры.

Несмотря на значительные усилия, которые предпринимаются во всем мире по повышению безопасности АЭС, в т.ч. по предотвращению аварий, представляющих угрозу экологической обстановке целых регионов и жизни значительного количества людей, риск (вероятность) их возникновения всегда существует и трудно поддается оценкам. Это определяет не просто актуальность, но острую необходимость обеспечения превентивной готовности к аварийному реагированию, введения новых количественных методов оценки техногенных рисков.

Этот вывод следует также и из уроков аварий на Чернобыльской АЭС и на АЭС «Фукусима-1». Кроме того, он усиливается утверждением о том, что решение вопросов превентивной готовности к аварийному реагированию должно быть предметом не формальной, а постоянной практической работы на объектах потенциальной радиационной опасности и прилегающих к ним территориях.

Нормы МАГАТЭ по безопасности [1] указывают, что «сфера охвата и масштабы мер по обеспечению аварийной готовности и реагирования должны отражать вероятность и возможные последствия ядерной или радиационной ситуации, особенности радиационных рисков, особенности и местоположение установок, характер и место осуществления деятельности».

По нашему мнению, при реализации превентивных мер, направленных на предотвращение возникновения и развития чрезвычайных ситуаций на АЭС и в окружающей её среде, кроме всего прочего, следует предусмотреть применение **вероятностного анализа безопасности (ВАБ)**, основанного на **риск-ориентированном подходе**.

Риск отображает вероятность появления негативных последствий аварии для населения

(смерть, болезни) и окружающей среды (нарушение экологического состояния), поэтому этот параметр имеет большое значение для прогнозирования процесса формирования опасности, её уровня и выбора защитных мероприятий.

Основой для определения риска и составления превентивной программы действий в условиях радиационной аварии на АЭС и разработки рекомендаций по применению необходимых контрмер, должны послужить данные регулярного комплексного экологического мониторинга территории расположения АЭС [2-4] и результаты контроля активной зоны реактора, состояния основных систем и оборудования АЭС, ответственных за выполнение функций безопасности.

В атомной энергетике рассматривают три уровня ВАБ. **ВАБ первого уровня** определяет последовательности отказов элементов систем и ошибок персонала при возникновении того или иного исходного события аварии (ИСА), которые могут привести к повреждению активной зоны реактора, и оценивает частоту данного события. При выполнении **ВАБ второго уровня** определяются места возможных радиоактивных выбросов в случае отказа контейнмента, а также оценивается частота реализации таких выбросов. **ВАБ третьего уровня (ВАБ-3) оценивает радиологические последствия аварии на энергоблоке за пределами площадки АЭС.** При этом оцениваются радиационные риски для населения, а также экологические, социальные, экономические и другие риски.

В настоящее время методик выполнения ВАБ-3 в законченном виде не существует. Работа над формированием соответствующей методологической и методической базы продолжается. В данной работе предлагаются общие приемы и способы выполнения этапов ВАБ-3, основанного на риск-

ориентированном подходе к анализу последствий за пределами площадки АЭС при тяжелых авариях (ТА) на энергоблоке.

Аварии относятся к категории случайных событий, которые характеризуются величинами вероятностей их реализации и масштабами последствий. Поэтому критерии, на основании которых можно судить об уровне безопасности блока и возможности возникновения радиационной аварии на нем, также будут иметь вероятностную природу.

Основываясь на мировом опыте, МАГАТЭ предложило определять значения вероятностных критериев безопасности по частоте повреждения активной зоны (ЧПАЗ) и по выбросам радиоактивных веществ, которые могут иметь тяжелые последствия для населения и потребовать применения защитных контрмер за пределами площадки АЭС. В качестве такого критерия принята частота предельного аварийного выброса (ЧПАВ), которая в Украине для действующих энергоблоков с реакторами ВВЭР не должна превышать 10^{-5} реактор/год, а для новых блоков – 10^{-6} реактор/год и стремиться к уменьшению этого параметра на порядок [5].

Вероятностные критерии безопасности АЭС по отношению к здоровью населения и влиянию на окружающую среду в настоящее время не установлены. В некоторых странах этот критерий определяется как риск смерти лиц из населения, который составляет 10^{-6} год⁻¹ [6]. В Украине в качестве такого критерия может быть принят, например, не превышающий уровня приемлемости, референтный риск потенциального облучения, равный для населения $5 \cdot 10^{-5}$ год⁻¹, который устанавливается Дополнением к НРБУ-97 [7]. Однако, это предложение не бесспорно и требует глубокой проработки.

Следует сказать, что вероятностный подход к описанию аварии на АЭС для населения и окружающей среды как к случайному событию неразрывно связан с детерминированными процессами, характерными для природной окружающей среды, которые характеризуются наличием жесткого однозначного соответствия между определенным состоянием параметров процесса и его осуществлением. Изменения в состоянии параметров с неизбежностью вызывают соответствующие однозначные изменения в осуществлении процесса.

Однако, никакого противоречия между вероятностным и детерминированным подходами нет, поскольку они анализируют процессы, происходящие в разных системах и описываются разными моделями: вероятностная часть характеризует выброс, а детерминированная – его распространение. При определении же риска для здоровья человека и окружающей среды, в силу вновь вступа-

ет вероятностный подход, который учитывает случайную природу риска.

Принимая во внимание сказанное, ВАБ-3 можно трактовать как интегрированный вероятностно-детерминированный риск-ориентированный подход к анализу процессов, происходящих на АЭС и в окружающей среде.

Последовательность выполнения такого анализа может быть представлена в следующем виде:

Этап 1. Определение характеристик местности, на которой расположена АЭС: метеорологических, в том числе климатических, демографических, ландшафтно-геохимических и др.

Этап 2. Прогнозное определение (с помощью моделирования и расчетов) характеристик возможного аварийного выброса: продолжительность и высота, количество и состав выброшенных радионуклидов (РН), которые будут наработаны в активной зоне (АЗ) реактора за соответствующую кампанию, их химические и физические характеристики.

Этап 3. Определение характеристик распространения РН в атмосфере, миграции в почвенном слое, воде, в т.ч. с грунтовыми водами, и других средах, переноса РН по пищевым цепочкам человека и сельскохозяйственных животных.

Этап 4. Оценка возможных доз внутреннего и внешнего облучения человека.

Этап 5. Оценка риска для населения (вероятности проявления неблагоприятного эффекта для здоровья) и экономического ущерба для территории, которая была подвергнута воздействию аварии.

Остановимся подробнее на содержании, приемах и способах выполнения перечисленных выше этапов.

Для оценки характеристик и параметров возможных выбросов необходимо учесть и рассмотреть развитие аварии, включающее многие процессы и явления, характерные для определенного типа реакторной установки (РУ) и блока в целом, в т.ч. его контайнмента. При этом следует иметь в виду, что изменения некоторых параметров этих процессов и явлений могут привести к изменению характеристик выброса на порядки. Поэтому для анализа желательно иметь несколько категорий выбросов с характерными для них параметрами. Например, в монографии [8] для реакторов типа PWR перечислены девять категорий выбросов, для которых приведена их частота, определяемая при анализе всех аварийных последовательностей, ведущих к данной категории выбросов, время от момента начала аварии до выброса из контайнмента, продолжительность выброса, высота подъема факела выброса и другие его характеристики.

Перечень мероприятий по уменьшению степени влияния последствий аварии в первую очередь

должен быть составлен для представительных запроектных аварий (ЗПА). В общем случае, в качестве запроектных условий должны быть выбраны сценарии аварий, имеющие наивысший вклад в частоту повреждения АЗ. Однако, при этом необходимо анализировать и аварии с низким вкладом в частоту повреждения активной зоны, но потенциально приводящие к значительным выбросам. По крайней мере, одна последовательность ЗПА (ТА) среди тех, которые ведут к наибольшим нагрузкам на системы безопасности, в т.ч. на защитную оболочку, должна быть рассмотрена независимо от ее вклада в частоту повреждения АЗ.

Перечень сценариев запроектных аварий достаточно велик [9]. Вклад отдельных групп ИСА в суммарную оценку ЧПАЗ различается на порядки. Поэтому учесть все **возможные величины и состав выбросов**, знание которых необходимо при определении последствий выброса для населения и окружающей среды, не представляется возможным.

Однако, если учесть, что при детерминированном подходе решение вопросов, связанных с анализом аварий, основывается на применении **консервативных принципов** и требований, то вышеуказанную трудность можно обойти. Например, для превентивного прогнозирования радиационной обстановки, которая может сложиться в результате аварии, и подготовки предложений по выбору защитных мероприятий, можно взять только максимальные значения выброса РН, характерные для конкретного типа РУ. Он определяется средним содержанием радионуклидов, наработанных в активной зоне за самую продолжительную кампанию. Такая информация имеется в справочниках, например [10], или в отраслевых отчетных, нормативных и методических документах, которые есть на каждой АЭС.

Кроме знаний о величине выброса и его радионуклидном составе, для превентивного определения радиационной обстановки необходимы сведения и о других важных для прогнозирования параметрах выброса. Например, о его высоте.

Анализ наиболее известных ТА, которые произошли на АЭС в Великобритании, США, Украине, Японии и сопровождались выходом РН в окружающую среду, показывает, что выброс РН происходил на высотах от 0 до 150 м и распространялся на большие территории и расстояния. В дальнейшем, поведение РН обуславливалось закономерностями их распространения в атмосфере. Однако, под действием термического и динамического процессов, высота выброса достигала 300 – 1500 м (Чернобыльская авария), а при определенных метеорологических условиях радионуклиды попадали даже в тропосферный слой (ЧАЭС, Фукусима-1).

Важной характеристикой аварийного выб-

роса является его изотопный состав. По природе биологического действия можно выделить три группы выбросов:

1. Выбросы, в составе которых содержатся радионуклиды йода $^{133,131}\text{I}$, представляющие большую радиологическую опасность для населения, сельскохозяйственных и диких животных в острой фазе аварии. Защита населения от радиоактивного йода требует принятия превентивных (до аварии) и оперативных (немедленно после аварии) решений и действий.

2. Выбросы, в составе которых присутствуют долгоживущие РН ^{90}Sr и ^{137}Cs , активно включающиеся в биологические цепи.

3. Выбросы, содержащие частички ядерного топлива – делящиеся материалы и альфа-излучатели $^{239,241}\text{Pu}$, ^{241}Am и др.

Значимой характеристикой выброса является также **форма РН, определяющая их растворимость** и последующую интенсивность включения в биологические цепочки и геохимические циклы. По этому показателю выбросы могут быть объединены в **четыре группы**, для которых численные значения параметров, характеризующих включение РН в пищевые цепочки, существенно различаются для разных форм нахождения РН в выпадениях:

1. Выбросы в паровой, газовой (ИРГ), молекулярной (I), органической (I), аэрозольной (I, Sr, Cs) форме.

2. Выбросы, содержащие высокорастворимые формы (растворы, соли, окислы) РН.

3. Выбросы, содержащие слаборастворимые формы – отожженные топливные частицы, карбиды урана и другие формы выпадений. Растворимость радионуклидов в одних и тех же частицах может сильно изменяться в зависимости от матрицы, в которую входят частицы (силикаты, карбонаты, карбиды и т.п.) и от свойств самих РН.

4. Выбросы, содержащие летучие формы, к которым относятся I, Cs (очень летучие), Te, Sr, Ba (среднелетучие) и Ru, La, Ce (слаболетучие).

Существенной характеристикой тяжелой аварии является **продолжительность выброса**, что четко продемонстрировали аварии на ЧАЭС и АЭС Фукусима-1. При большой продолжительности выброса возможен разворот ветра, что приводит к образованию нескольких следов (например, шесть, как при аварии на ЧАЭС) или к размыванию факела выброса по ширине и искажению его формы. Продолжительность выброса и изменение направлений и скорости ветра учитывают при прогнозировании распространения радиоактивного облака и формирования следа на местности на первой и второй стадиях аварии. Итоговую картину пространственного распределения плотности выпадений получают как суперпозицию всех об-

разовавшихся следов.

Методика, используемая при расчете последствий аварийных выбросов, как при проектных, так и запроектных авариях, так же, как при оценке воздействия АЭС в режиме нормальной эксплуатации, построена на гауссовой модели рассеяния примесей в атмосфере, только адаптированной для кратковременного выброса. В такой модели определяется фактор кратковременного разбавления примеси, который с учетом условий и величины аварийного выброса обуславливает величину приземной концентрации. Затем определяются соответствующие функционалы – дозовые нагрузки на все тело человека от облака выброса в начальный период аварии, на щитовидную железу (критический орган) от ингаляционного поступления радиоактивных веществ, плотность поверхностного загрязнения и дозы внешнего (от территорий, загрязненных выпавшими радиоактивными веществами) и внутреннего (от потребления продуктов питания, произведенных на этих территориях) облучения от него как в начальный период аварии, так и в послеаварийный период.

Из всех возможных вариантов условий формирования радиационной обстановки выбирается наихудший, приводящий в расчете к наибольшим дозам облучения.

На последнем этапе выполнения ВАБ-3, который заключается в оценке влияния аварийной АЭС на окружающую среду и население, следует придерживаться определений, трактовок и подходов к расчету риска, которые рекомендованы Нормами радиационной безопасности Украины (НРБУ-97) [11]. В соответствии с ними, риском в сфере радиационной безопасности называют, как правило, математическое ожидание нежелательных последствий. При этом риск рассматривается как многофакторная величина, где каждый его компонент представляет собой или количественно определенный атрибут, например, вероятность и значимость последствий, или менее однозначно и четко выраженные отношения, такие, как рейтинг атрибутов. Определяя радиационный риск, следует оценивать также и такие его аспекты, как природа и степень тяжести вредных последствий.

Концепцию многофакторного риска и связанный с ним вред (ущерб) рекомендуется использовать при оптимизации защиты радиационно-опасных объектов и планировании контрмер и уровней вмешательства при радиационных авариях. Методическая основа процедуры оптимизации изложена в Публикации 37 МКРЗ [12].

Необходимо еще раз подчеркнуть, что создание методологии и методик оценивания рисков для здоровья людей и ущерба для окружающей среды от тяжелых аварий на АЭС является насущной необходимостью, поскольку лежит в основе науч-

ного обоснования и анализа безопасности АЭС и принятия оптимальных управленческих решений.

В качестве примера практической реализации метода ВАБ-3, основанного на риск-ориентированном подходе к оценке степени возможного влияния радиационной аварии на здоровье населения и состояние окружающей среды рассмотрим гипотетические случаи ТА на первом блоке Запорожской АЭС (ЗАЭС), описанные в [13].

Прогнозирование радиационных последствий запроектной аварии проводилось с целью определения границ оправданности и безусловной оправданности применения контрмер, таких как укрытие, эвакуация, переселение. Уровни оправданности, безусловной оправданности для неотложных контрмер, безусловно оправданные уровни вмешательства и уровни действия для принятия решения о переселении определялись в соответствии с НРБУ-97 [11].

Для реакторной установки типа ВВЭР-1000, которая установлена на первом блоке Запорожской АЭС, был выделен ряд состояний, которые могут привести к ЗПА (ТА). По результатам их анализа определен перечень представительных аварийных сценариев для первого блока ЗАЭС.

В рамках тематики статьи наибольший интерес представляет один из сценариев, а именно сценарий с полным обесточиванием и нарушением целостности (нелокализацией) гермообложки в условиях бездействия по управлению тяжелой аварией. Эта авария характеризуется наиболее неблагоприятными комбинациями факторов, определяющими большой выброс радиоактивных веществ в атмосферу.

Количественные характеристики выброса были определены с помощью кода MELKOR. Так, расчеты показали, что доля выхода основных дозообразующих РН составляет: ИРГ – около 99%, ^{134,137,138}Cs – 10%, ^{89,90,91}Sr – 2,0%, ^{238,239,240,241}Pu и ^{241,243}Am – 0,4%, CsI – 15,5%.

При анализе были приняты следующие начальные условия:

- источник выброса консервативно считается точечным;

- погодные условия в течение выброса не меняются. Рассматриваются два типа погодных условий (наличие осадков и их отсутствие). При отсутствии осадков предполагается, что выброс происходит при устойчивой атмосфере (категория устойчивости F, скорость ветра 2 м/с), что приводит к максимальным приземным концентрациям. При наличии осадков рассматривается нейтральная стратификация атмосферы (категория D, скорость ветра 1 м/с);

- высота выброса 40 м при неровности подстилающей поверхности, равной 10 см;

– начальное содержание радионуклидов в активной зоне соответствует трехлетней кампании.

С учетом начальных условий рассчитаны эффективные дозы внешнего облучения от облака радиоактивных аэрозолей, изотопов йода и ИРГ на различных расстояниях от аварийного энергоблока, от РН, выпавших на почву (за 14 суток), и внутреннего облучения от облака; построена зависимость доз облучения от расстояния до блока (рис.1); рассчитаны плотности выпадения дозообразующих радионуклидов (^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am) в зависимости от расстояния до аварийного блока при отсутствии осадков и при их наличии.

Расчеты показали, что эффективная доза на границе 30-км зоны от внешнего облучения от облака выброса, содержащего РН в аэрозольной форме, инертные радиоактивные газы, изотопы радиоактивного йода, а также от внешнего облучения от РН, выпавших на почву, равна 0,28 Зв. Эффективная доза за счет внутреннего облучения от облака равна 0,08 Зв. Отсюда, суммарная доза составит 0,36 Зв.

Результаты расчетов радиационных последствий для запроектной аварии «Полное обесточивание с нелокализацией ГО» показывают, что в направлении распространения радиоактивного облака от границы СЗЗ до 25 км от источника выброса, уровни безусловной оправданности **эвакуации** населения будут превышены (500 мЗв – по НРБУ, около 1000 мЗв – по расчетам). Для **контрмеры «Укрытие»** уровни безусловной оправданности будут превышены от границы СЗЗ до 30 км и более (50 мЗв – по НРБУ, 360 мЗв – по расчетам). Плотность выпадения дозообразующих радионуклидов Cs^{137} и Sr^{90} (9000 и 1340 кБк/м² – по расчетам) превышают безусловно оправданные уровни переселения населения (4000 и 400 кБк/м² – по НРБУ-97) для области от границы СЗЗ до 30 км.

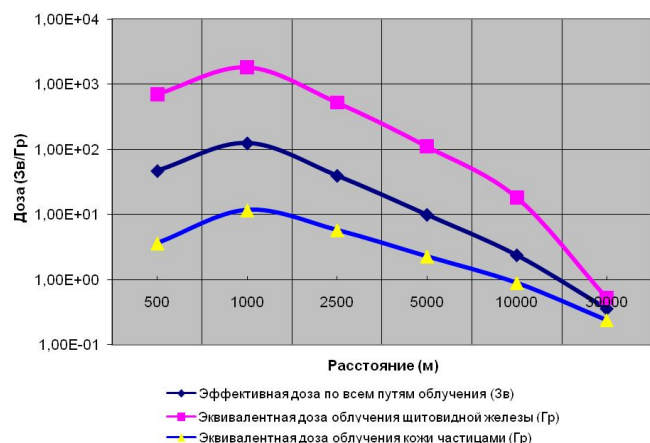


Рисунок 1. Зависимость дозы облучения населения от расстояния до аварийного энергоблока [13]

Следует заметить, что при расчетах учитывался лишь атмосферный перенос РН: внешнее и внутреннее облучение от радиоактивного облака, внешнее облучение от РН, выпавших на почву. Совершенно не брались во внимание процессы миграции и накопления РН в наземных и водных экосистемах, которые также дают вклад в дозовые нагрузки. Не рассматривались и пищевые цепочки.

Как показано в работе [14], чтобы объективно оценить уровни радиационных нагрузок на население, при расчетах следует учесть все пути формирования доз. В противном случае, расчетные результаты не будут отражать реальную картину облучения населения. Как правило, значения дозовых нагрузок при этом будут занижены.

Оценим теперь значение риска возникновения стохастических (злокачественных новообразований) у населения, проживающего в районе расположения АЭС, на которой произошла тяжелая авария с выбросом РН в окружающую среду.

Риск возникновения злокачественных новообразований (ЗНО) у населения, проживающего на территориях, подвергшихся радиоактивному загрязнению вследствие аварии на радиационно-опасном объекте, в т.ч. на АЭС, определяется по величине эффективной дозы ($D_{эф}$) умноженной на коэффициент радиационного риска для стохастических эффектов, которые оценивают вероятность возникновения ЗНО, связанных с воздействием на человека ионизирующего излучения:

$$Риск = D_{эф} \cdot \text{Коэффициент риска}$$

Эффективная доза рассчитывается по утвержденным методикам, например таким, как [15], а значение коэффициента риска берется из Публикации 103 МКРЗ [16] или рассчитывается по специальным моделям [17].

Дадим прогностическую оценку риска возникновения ЗНО при внешнем и внутреннем облучении жителей зоны наблюдения ЗАЭС, на одном из блоков которой произошла тяжелая авария по сценарию рассмотренному выше.

Все необходимые для расчета данные возьмем из [13].

Сразу необходимо заметить, что **полученные нами результаты следует рассматривать только в качестве иллюстрации к подходу оценки риска**, а не как информацию для принятия решения или методику, которая рекомендуется для практического использования. При этом дается **консервативная оценка риска**.

Коэффициент номинального риска заболеть ЗНО в соответствии с Публикацией 103 МКРЗ равен для всей популяции $5,5 \cdot 10^{-2}$ [16].

Следовательно, пожизненный риск заболеть ЗНО за счет воздействия внешнего и внутреннего

облучения, вызванного аварией на первом блоке Запорожской АЭС, будет равным $(0,36 \text{ Зв} \cdot 0,055 \text{ Зв}^{-1}) = 2,0 \cdot 10^{-2}$, т.е. превышает на три порядка значение референтного риска потенциального облучения для населения, установленное НРБУ-97/Д-2000 ($5 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$) [7], и выше предельно допустимого риска, который принимается равным $10^{-3} - 10^{-4}$ [18].

Таким образом, результаты оценки риска подтверждают приведенный выше вывод о необходимости проведения таких контрмер, как укрытие, эвакуация или переселение населения из 30-км зоны вокруг Запорожской АЭС в случае аварии на одном из её блоков по сценарию «Полное обесточивание с нелокализацией ГО».

Выводы.

Тяжелые аварии на Чернобыльской АЭС и на АЭС «Фукусима-1» показали, что опасность возникновения аварийных ситуаций на АЭС, сколь малую вероятность они бы не имели, полностью исключить нельзя. Поэтому основной урок, который необходимо извлечь из этих аварий, заключается в том, что превентивная готовность к аварий-

ному реагированию должна быть предметом не формальной, а постоянной практической работы на радиационно-опасных объектах и прилегающих к ним территориях.

Реализация мер по решению этой проблемы основывается на применении различных методов, в том числе вероятностного анализа безопасности, один из уровней которого (третий) оценивает радиологические последствия аварии на энергоблоке за пределами площадки АЭС.

В настоящее время методик выполнения ВАБ-3 в законченном виде не существует. Работа над формированием соответствующей методологической и методической базы продолжается.

Одним из возможных путей выполнения ВАБ-3 является применение интегрированного вероятностно-детерминированного риск-ориентированного подхода к построению структурно-логических моделей и анализу процессов, происходящих на АЭС и в окружающей среде, который рассматривается в статье. Такой подход решает задачи превентивной готовности к аварийному реагированию, в т.ч. помогает выбрать необходимые контрмеры в случае тяжелой аварии на АЭС.

Список использованной литературы

1. Основополагающие принципы безопасности. Основы безопасности: Нормы МАГАТЭ по безопасности, № SF -1. – Вена: МАГАТЭ, 2007. – 24 с.
2. Лисиченко Г.В. Методологія оцінювання екологічних ризиків: монографія / Г.В. Лисиченко Г.В., Г.А. Хміль, С.В. Барбашев – Одеса: Астропринт, 2011. – 368 с.
3. Барбашев С.В. Методология и концепция мониторинга окружающей среды при коммунальной аварии на АЭС /С.В. Барбашев // Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення. – Х.: Райдер, 2007. – Т.2. – С. 87 -90.
4. Пристер Б.С. Концептуальные положения, структура и алгоритм реализации радиационного мониторинга территории влияния АЭС / Б.С. Пристер, Е.К. Гаргер, С.В. Барбашев, Н.Н. Талерко, В.Д. Виноградская, Т.Д. Лев, О.Г. Тищенко // Сб.докл. 3-й Международной научно-практической конференции “Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики”, Одесса, 24-28 сентября 2012 г. - Одесса: НПЦ “Энергоатом”ООО, 2013. – С. 257 - 266.
5. НП 306.2.141 – 2008. Общие положения безопасности атомных станций: утв. приказом Госкомитета ядерного регулирования Украины № 162 от 19.11.2007. - К., 2008.- 72 с.
6. Оценка безопасности и независимая проверка для атомных электростанций. Руководство МАГАТЭ по безопасности, NS – G – 1.2. – Вена: МАГАТЭ, 2004. – 109 с.
7. ДГН 6.6.1.-6.5.061-2000. Норми радіаційної безпеки України. Довопнення. Радіаційний захист від джерел потенційного випромінювання (НРБУ-97/Д-2000): затв. постановою Головного держ. лікаря України № 116 від 12.07.2000.- К., 2000. - 49 с.
8. Бегун В.В. Вероятностный анализ безопасности атомных станций/ В.В. Бегун, О.В. Горбунов, И.Н. Каденко, Е.Н. Письменный, А.Ю. Зенюк, Л.Л. Литвинский – К., 2000. – 568 с.
9. Скалозубов В.И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР: монография/ В.И. Скалозубов, А.А. Ключников, В.Н. Колыханов – Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС, 2010. – 400 с.
10. Гусев Н.Г. Радиоактивные выбросы в биосфере/ Н.Г. Гусев, В.А. Беляев – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 256 с.
11. ДГН 6.6.1.-6.5.001.98. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97) – К.: Відділ поліграфії Укр. центру держсанепіднагляду МОЗ України, 1997. – 125 с.
12. Публикация 37 МКРЗ. Оптимизация радиационной защиты на основе анализа соотношения затраты – выгоды. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
13. Разработка аналитического обоснования стратегий управления тяжелыми авариями и разработка РУТА. Оценка радиационных последствий тяжелых аварий с учетом стратегий управления тяжелыми авариями. Запорожская АЭС. Энергоблок №1. ЕР12-2011.500.ОД.1. – К.: ГП НАЭК «Энергоатом», 2012. – 116 с.
14. Барбашев С.В. Система комплексного радиоэкологического мониторинга районов расположения АЭС Украины: дис. ... д-ра техн. наук: 05.14.14//

- С.В. Барбашев. – Одесса, 2009. – 394 с.
15. МУ 2.1.10.3014-12. Оценка радиационного риска у населения за счет длительного равномерного техногенного облучения в малых дозах. Методические указания: утв. Федеральной службой РФ по надзору в сфере защиты прав потребителя и благополучия человека. 18.04.2012 г.// Радиационная гигиена. - 2012. - Т. 5, № 4. - 67-77.
16. Рекомендации МКРЗ 2007 г. Публикация 103 МКРЗ. – М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009. — 343 с.
17. Хамаза А.А. Современные подходы к оценке радиационных последствий аварий, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ. Уроки аварии на АЭС “Фукусима-Дайичи”/ А.А. Хамаза, А.В. Курындин, А.А. Строганов, А.С. Шаповалов//Ядерная и радиационная безопасность. Специальный выпуск, 2012. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: www.secncrs.ru/vypusk/.
18. Носовский А.В. Безопасность жизнедеятельности: монография/ А.В.Носовский – К.:ІВЦ “Видавництво «Політехніка””, 2005. – 288 с.

Получено 05.04.2017

УДК 620.92

Ю.В. Хомич

НТУУ «Київський політехнічний інститут»

КОНЦЕПТУАЛЬНА МОДЕЛЬ ЕКСПЕРТНОЇ СИСТЕМИ ПІДТРИМКИ ПРИЙНЯТТЯ РІШЕННЯ ОПЕРАТОРОМ ПРИ РАННІЙ ДІАГНОСТИЦІ МАЛИХ ТЕЧ

Аналіз специфіки теч-невидимок показав необхідність створення комплексу засобів для ранньої діагностики порушення. Раніше автором проводився аналіз зміни характерних теплогідравлічних параметрів при виникненні малих теч. За результатами цих досліджень можна створити експертну систему інформаційної підтримки прийняття рішення оператором при порушенні нормальної експлуатації.

Ключові слова: мала течка, оператор, система підтримки прийняття рішення, база даних, база знань, база моделей.

Вступ. Найбільшим мотиваційним рушієм до розробки і впровадження інтелектуальних систем підтримки прийняття рішення (СППР) оператором є статистика, адже вона завуальовано відображає вимушені фінансові витрати на ліквідацію недоліків у безпеці енергоблоків. Так, наприклад, в США на АЕС застарілих проектів, де системи інтелектуальної підтримки операторів практично відсутні, помилки персоналу складають близько 80% від загальної кількості причин виникнення аварійних та критичних ситуацій. На АЕС останніх проектів, які оснащені СППР, ця доля складає до 15-30% [1].

Такі цифри пояснюються тим, що робота операторів з керування енергоблоком в нормальному режимі їх експлуатації є монотонною працею. Як правило, від оператора не вимагається здійснювати неперервні дії з керування технологічними процесами, він знаходиться в стані недовантаження чи «оперативного спокою».

Ступінь завантаження оператора та види інформації, з якою він має справу, характеризуються наступними середньостатистичними даними, зображеними на рисунку 1.

Біля 20% від усього потоку вимог займають телефонні розмови. Розрахунковий час виконання середньої вимоги з контролю складає 8 секунд, з керування – 20 секунд. Ймовірність безпомилкового виконання команди дорівнює 0,98. Коефіцієнт оперативної завантаженості складає 0,2 на дві людини. Прості підрахунки показують, що за зміну оперативний персонал здійснює до 300 різних операцій. При цьому шість з них є помилковими, але нефатальними, оскільки їх не пропускають існуючі підсистеми автоматизованої системи управління технологічними процесами.

За наявності достатнього часу люди помиляються рідко, вони здатні при цьому на правильній дії навіть при недостатній інформації та суперечливих даних. Таким чином, при дефіциті часу та високій відповідальності за рішення, що приймаються, для скорочення помилок операторів необхідно мати можливість отримувати поради електронного радника-консультанта. Таким радником є «Експертні системи», які здатні давати оперативні технічні та адміністративні поради, пояснюючи, що лежить в основі цих порад.

Загальний потік вимог, звернених до оператора реакторного цеху



Рисунок 1. Загальний потік вимог, звернених до оператора реакторного цеху

Структура експертної системи підтримки прийняття рішення. Експертна система призначена для вирішення слабо формалізованих чи неформалізованих задач, тобто задач, алгоритми чи методи вирішення котрих завчасно невідомі. Рання діагностика малих теч теплоносія першого контуру, що компенсується, шляхом аналізу отримуваних в реальному часі значень характерних теплогідравлічних параметрів та передбачення подальшого протікання процесу є однією з таких.

«Мала» теча, що компенсується, – це теча теплоносія першого контуру з такою величиною розриву, що витрата у течу може бути скомпенсована роботою системи продувки-підживлення (за максимальної продуктивності одного насоса підживлення 60 м³/год) та не викликає спрацювання автоматичного захисту реактору по рівню в компенсаторі тиску (КТ).

Обмеження по продуктивності насосів обумовлено тим, що:

- усі три підживлюючі насоси кожної лінії підживлення мають спільну напірну магістраль, тому включення оператором додаткового насоса не призведе до прямопропорційного збільшення продуктивності системи в цілому, а може збільшити загальну витрату підживлення лише до 80 м³/год, що обумовлено пропускною здатністю регулятора підживлення.

- ефективність компенсації течі визначається запасом води в деаераторі підживлення та наявним часом для персоналу на організацію подачі розчину бору на вхід ТК. Крім того, для компенсації течі оператору необхідно включити в роботу додатковий підживлюючий насос і два насоси системи ТВ10, що істотно впливає на збільшення ймовірності помилки персоналу.

Відмінність СППР від звичайних комп'ютерних систем полягає у переході від обробки даних до обробки знань, які є сукупністю даних та змістових зв'язків між ними. СППР на основі інформації, що міститься в базі знань, здійснює неформалізований аналіз ситуації та видає конкретні рішення, виступаючи таким чином в ролі експерта. Схема типової СППР зображена на рисунку 2.

В БД (базі даних) зосереджена конкретна інформація стосовно існуючого предмету: факти, цифри, характеристики, практичні правила і умови.

Малі течі, що компенсуються роботою системи ТК (підживлення-продувки 1 контура), не є рідкістю. Це таке порушення нормальної експлуатації, що відбувається «повсюдно» та «завжди». За роки експлуатації енергоблоків АЕС України в архівах зберігання даних вхідних сигналів накопичився значний об'єм статистики зміни вимірюваних та розраховуваних параметрів при малих течах.

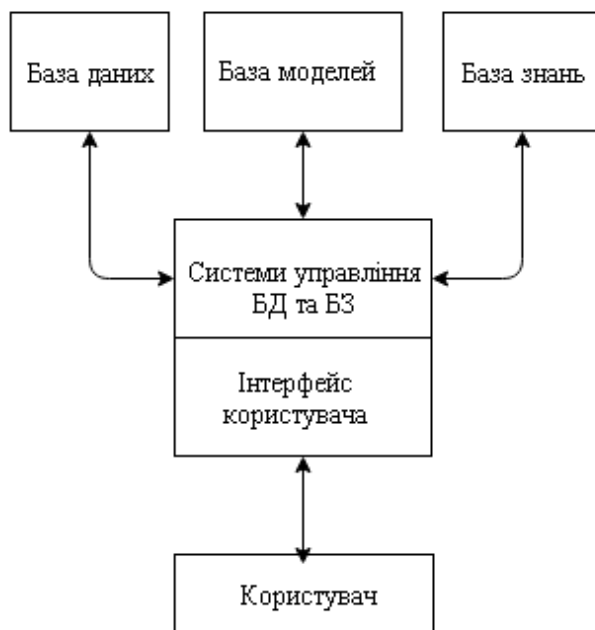


Рисунок 2. Схема типової експертної СППР

Використання цієї інформації в якості БД для СППР дозволить відчутно підвищити точність її аналітичних прогнозів. Формування подібної БД є необхідним етапом розробки СППР.

Наявність бази моделей забезпечує проведення аналізу в системах підтримки прийняття рішень. Моделі, базуючись на математичній інтерпретації проблеми, за допомогою визначених алгоритмів сприяють знаходженню інформації, корисної для прийняття правильних рішень.

В СППР база моделей складається зі стратегічних, тактичних та оперативних моделей, а також математичних моделей у вигляді сукупності модельних блоків, модулів та процедур, що використовуються як елементи для їх побудови.

Експертна система повинна мати БЗ, що є сукупністю знань, засобів навчання, пояснення причин, що призвели до даного заключення.

Система управління БД та БЗ (базою знань) – це програми, які звертаються до БД та за наявними в ній даними генерує пораду, рекомендацію чи ймовірне вирішення поставленої задачі. Система управління повинна володіти наступними можливостями:

- створювати нові моделі чи змінювати наявні;
- підтримувати та оновлювати параметри моделей;
- маніпулювати моделями.

Інтерфейс користувача забезпечує зв'язок оператора з СППР, а тому мусить бути зручним для користувача і повною мірою повинен орієнтуватися на людський фактор засобами і методами інтерфейсу. Інтерфейс може складатися з:

- мови дій, що регламентує можливості користувача під час спілкування з електронно-

обчислювальною машиною. Це операції при користуванні клавіатурою чи функціональними клавішами і сенсорними панелями, джойстиком та усні команди звичайною мовою;

– мови відображення, або набору засобів для сприймання результатів роботи з системою: використання принтерів, екранів, графічних засобів, кольору, графопобудовувачів, звукового виводу і т.п.

Приклади вже наявних у світовій атомній енергетиці експертних СППР. Найбільш яскравим прикладом інтелектуальної СППР є система REACTOR [2]. Вона допомагає операторам ядерного реактору діагностувати аварійні ситуації та ліквідувати їх. Система слідує за показаннями вимірювальних пристроїв, шукаючи відхилення від нормальної роботи. Коли система знаходить відхилення, вона оцінює ситуацію та рекомендує відповідні дії, використовуючи знання про конструкцію реактору та функціональні взаємозв'язки його компонент разом з знаннями про очікувану поведінку реактору при відомих аварійних умовах. Система реалізована на мові Lisp (мова програмування загального призначення з підтримкою парадигм функціонального та процедурного програмування). Розроблена компанією EG&G, штату Айдахо, та доведена до рівня дослідницького прототипу [2].

Ще одним прикладом є система для організації оптимального перевантаження ядерного палива. Для досягнення найкращих показників вигорання така система пропонує найбільш ефективний сценарій перевантаження з врахуванням різних станів активної зони, але без порушення гранично допустимих критеріїв роботи твел. Така експертна система використовує нейронні мережі та генетичні алгоритми.

У дещо меншому масштабі СППР розробляються також для діагностики конкретних вихідних подій. Так, наприклад, була розроблена інтелектуальна система діагностики теч на верхньому блоці ядерного реактору ВВЕР-1000, пілотний проект якої був реалізований та випробуваний на повномасштабних моделюючих тепло- та ядерно-фізичних стендах і впроваджений на одному з енергоблоків Запорізької АЕС [3].

Також активно розробляються СППР для аналізу наступних порушень у роботі енергоблоку:

- по першому контуру:
 - течя теплоносія;
 - відключення чи погіршення характеристик джерел витрат, тиску;
 - порушення прохідних можливостей трубопроводів через дефект арматури, регулятора, що керує засувкою чи клапаном, сторонні предмети, дефекти технологічного об'єкту по магістралі (теплообмінника);

– надмірний пропуск середовища по трубопроводу через дефект арматури, регулятора клапану, течі теплоносія;

– дефект системи керування механізмами власних потреб;

– дефект датчиків;

по другому контуру:

– течя теплоносія з корпусу обладнання;

– порушення прохідності (зменшення чи збільшення витрати, пропуск пари в воду чи навпаки);

– несправність вимірювальних каналів;

– порушення елементів обладнання;

– вібрація корпусу і опор паропроводу турбіни.

Логіка роботи системи управління базами даних та базами знань. Робота системи управління БД та БЗ залежить від математичного апарату та програмних засобів, закладених для реалізації найбільш адекватного аналізу протікання процесу у реальному часі.

Робота найбільш простого алгоритму починається з аналізу значень, що подаються на вхід у СППР. Кожне нове отримане значення параметру система аналізує на приналежність до вже наявних залежностей зміни цього параметру у часі.

Я пропоную за основний показовий теплогідровлічний параметр взяти величину дисбалансу витрати продувки-підживлення. На реальних робочих місцях операторів ця величина не відображається на дисплеї, а лише окремо значення витрати продувки та витрати підживлення. Тому система попередньо обчислюватиме цю величину. Як додатковий (контрольний) параметр варто встановити рівень теплоносія у КТ.

Якщо значення величин збігаються з наявним у БД трендом, система видає про це інформаційне повідомлення.

Наприклад, щосекундно система отримує значення витрати продувки і підживлення. Після п'ятого вхідного сигналу, обрахувавши дисбаланс витрат, провівши аналіз отриманого значення в сукупності з попередньо отриманими сигналами, маємо результат: кожне з п'яти значень у своїй послідовності надходження відповідає одному з закладених у БД трендів зміни цього параметру для малої течі еквівалентним діаметром 10,8 мм. Оскільки у програмі закладено максимальний час на діагностику 40 хвилин, експертна система повідомляє оператора: «На даний момент часу відповідність процесу, що протікає, малій течі, що компенсується, еквівалентним діаметром 10,8 мм складає: 0,21%».

Якщо у певний момент часу отримані значення не належать одній з закладених у БД залежностей, СППР, оперуючи вже наявними до цього часу значеннями, визначає функцію їх тренду та перевіряє її на відповідність БД (наприклад, порівнюючи її рівноважні коефіцієнти). Якщо кожен з них

лежить у межах, визначених при попередньому аналізі статистичної та розрахункової інформації, що далі закладалась у БД, то система інформує оператора про відповідність перебігаючого процесу малій течі та про її орієнтовний діаметр. Інакше система переходить у стан пасивного моніторингу.

Подібний алгоритм можна ускладнювати додатковими модулями перевірки, накладанням паралельного аналізу інших характерних тепогідравлічних параметрів та ін. Але усе це лише підвищить точність аналізу та передбачення. Навіть при найпростішій конфігурації системи управління БД та БЗ час на діагностику малої течі, що компенсується, скорочується вдвічі, адже аналіз відбувається з поданням на вхід кожного чергового сигналу і за позитивного результату на момент кінця двадцятої хвилини система інформуватиме оператора про 50% відповідність.

Засоби програмної реалізації системи підтримки прийняття рішення. Промислова СППР складається з декількох сотень програм, що працюють з загальною БД. Програми логічно об'єднані в модулі. Всі модулі, а їх біля 50, системи взаємопов'язані, однак, під конкретні потреби може бути визначений специфічний набір модулів. Використання всіх модулів системи не є обов'язковим, основні задачі можуть бути вирішені набором з 10-12 модулів системи [4].

Технічні вимоги до обчислювального комплексу визначаються ресурсами, необхідними для нормального функціонування СППР, особливостями підприємства та вимогами з безпеки та надійності системи. Основними параметрами, що впливають на вибір моделі серверу, є:

- набір модулів систем;
- наявність віддалених підрозділів;
- об'єм інформації, що зберігається та оброблюється;
- кількість одночасно працюючих користувачів.

Основна особливість промислових СППР - це функціонування на платформах класу робочих станцій:

- AS/400;
- RISC System;
- Digital Alpha.

Можна забезпечити широкий спектр конфігурацій СППР - від окремих робочих місць СППР і додатків OLAP до централізованої системи з використанням технологій Internet/Intranet. З іншої сторони, вони можуть бути використані для отримання інформації як з баз даних SQL, в тому числі організованих як DataWarehouse, так і бути засобом front-end для складів даних, що використовують спеціалізовані багатомірні системи керування БД (Arbor Essbase, Oracle Express) [3].

Висновки

Експертна система, як система «людина – машина», здійснює інформаційну підтримку операторів АЕС та дозволяє особам, що приймають рішення на АЕС використовувати дані, об'єктивні та суб'єктивні знання людей – експертів для оперативного аналізу і вирішення слабо структурованих задач, що виникають на складних технологічних об'єктах.

Та введення СППР - це питання з двома сторонами медалі.

Надійність сучасних експертних систем не перевищує 90-95%. А отже кожне десяте рішення може призвести до аварії. Для попередження таких помилок і вводиться «небажаний», але, на жаль, «необхідний» елемент – людина, котра, на відміну від комп'ютера, має творче мислення та здоровий глузд, що дозволяє їй уникати грубих прорахунків та орієнтуватися в найбільш непередбачуваних ситуаціях.

Експерти МАГАТЕ наголошують на тому, що екстенсивне використання СППР може зробити оператора залежним від неї та знизити його здатність безпомилково діяти в ситуаціях, коли система вийшла з ладу чи дає помилкову і неповну інформацію. Проте, запропонована модель експертної системи спрямована на додаткову інформаційну підтримку оператора. При цьому вона не перебирає на себе обов'язки оператора щодо прийняття рішення і не має блоку передачі сигналів з керування елементами систем безпеки.

Якщо «прихильники» процедурних підходів, як і інтелектуальних експертних систем підтримки, у своїх працях виходять з «первородної» недосконалості людини, я ж акцентую увагу на значно більших обчислювальних можливостях сучасних алгоритмів порівняно з розумовими можливостями пересічної людини. Також, подібна концепція СППР не передбачає кардинальних змін у вже існуючих процедурах. Дана експертна система слугує додатковою індикацією, що носить рекомендаційний характер і дозволяє значно скоротити час діагностики. Цим самим не відбувається регресу мислення оператора, а, навпаки, формується більш високий професійний рівень.

Також ця модель СППР розроблена таким чином, що можливості оператора в ситуації, яка потребує особистого втручання, не зменшуються, а збільшуються, так як вона, аналізуючи вхідні сигнали, може достовірно спрогнозувати характер розвитку малої течі, коли та ще у зародку.

Список використаної літератури

1. Вероятностный анализ безопасности атомных станций / Бегун В.В., Торбунов О.В., Каденко И.Н. и др. – К.: НТУУ КПИ, 2000. – 599 с.
2. Nelson, W. R. REACTOR: an expert system for diagnosis and treatment of nuclear reactor accidents. Proceedings AAAI-82, pp. 296-301, 1982.
3. Болтенков В.А., Молина Т.О. Интеллектуальные технологии в системах диагностики АЭС // Журнал «Искусственный интеллект» №3 за 2004 г.
4. Єремєєв А.П., Чібізова Н.В., Сімонов Д.Н. Реалізація прототипу системи підтримки прийняття рішення реального часу на основі інструментального комплексу g2. Міжнародний журнал «Програмні продукти та системи», випуск № 3 за 1996 р.

Отримано 14.06.2016

УДК 621.039

*П. Н. Кузнецов, А. Ю. Тихомиров, Н.А. Кустова**Государственное предприятие «НАЭК «Энергоатом» ОП «Ровенская АЭС», г. Вараш***КОМПЛЕКСНАЯ ОЦЕНКА ВЕДЕНИЯ И ПОДДЕРЖАНИЯ ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА ВТОРОГО КОНТУРА ЭНЕРГООБЛОКОВ № 1-4 РОВЕНСКОЙ АЭС С КОРРЕКЦИОННОЙ ОБРАБОТКОЙ ЭТАНОЛАМИНОМ**

Проведен анализ результатов эксплуатации этаноламинового водно-химического режима (ВХР) второго контура на энергоблоках № 1-4 Ровенской АЭС. Выполнены систематизация и обобщение данных контроля при опытной и промышленной эксплуатации этаноламинового ВХР (2006-2016 гг.), оценка состояния парогенераторов. Представлена оценка влияния этаноламинового ВХР на эксплуатацию систем конденсатоочистки – фильтров смешанного действия блочной обессоливающей установки и систем очистки продувочной воды парогенераторов СВО-5.

Ключевые слова: АЭС, водно-химический режим, этаноламин, парогенераторы.

Введение. Обеспечение чистоты теплообменной поверхности труб парогенераторов (ПГ) АЭС с реакторами типа ВВЭР является основным условием предотвращения коррозионного растрескивания под напряжением теплообменных труб ПГ (сталь 08X18H10T). Отложения на теплообменных трубах (ТОТ) ПГ в основном состоят из соединений железа и меди – продуктов коррозии оборудования и трубопроводов конденсатно-питательного тракта, поступающих в ПГ с питательной водой. Для снижения скорости коррозионных процессов важным фактором является выбор оптимального значения pH водной среды, контактирующей с оборудованием и трубопроводами.

Для отечественных АЭС с ВВЭР проектным является гидразинно-аммиачный водно-химический режим второго контура (ГА ВХР). При применении проектного ГА ВХР, в связи с высоким коэффициентом распределения аммиака, водная фаза пароводяной смеси имеет пониженное значение pH, и не обеспечивает должной защиты металла, что приводит к усиленной коррозии.

В настоящее время завершились переходы украинских АЭС с проектного ГА ВХР на режимы с дозированием морфолина или этаноламина в соответствии с требованиями СОУ-Н ЯЕК 1.028:2013 [2]. Этанолламин, по сравнению с морфолином, имеет меньшую молекулярную массу и большую константу диссоциации и, для получения одинакового значения pH, этаноламина требуется меньше, чем морфолина.

С целью снижения эрозионно-коррозионного износа трубопроводов и оборудования второго контура, уменьшения загрязнения теплообменных поверхностей ПГ в 2006 году на энергоблоке № 3 РАЭС начата опытная эксплуатация этаноламинового водно-химического режима (ЭТА ВХР), а в дальнейшем в 2007–2009 гг. аналогичные работы проведены для остальных энергоблоков РАЭС. С 2015 г. для энергоблоков ВВЭР-440 РАЭС на протяжении 1 месяца до/после останова/пуска энерго-

блоков дополнительно проводится дозировка гидроокиси лития в концентрации, обеспечивающей не превышение суммарной молярной концентрации ионов лития и натрия более 13 мкг-экв/дм³. В настоящее время все энергоблоки РАЭС работают в режиме промышленной эксплуатации с ЭТА ВХР.).

ЭТА ВХР энергоблоков № 1-4 РАЭС. До начала дозирования этаноламина на энергоблоках РАЭС с момента пусков энергоблоков поддерживался гидразинно-аммиачный режим, а с 2001 года гидразинно-аммиачный режим с дозировкой гидроокиси лития (ГА+LiOH) в соответствии с требованиями ГНД 95.1.06.02.002-04 [1]. При ведении гидразинно-аммиачного ВХР с дозировкой гидроксида лития регламентированный диапазон значений pH₂₅ питательной воды ПГ составлял от 8,8 до 9,2 ед., а в продувочной воде ПГ от 8,0 до 9,2 ед. При наличии медьсодержащих конструкционных материалов повышение pH среды путем увеличения концентрации аммиака недопустимо так как приводит к растворению медных сплавов за счет образования медно-аммиачных комплексов. Средняя концентрация железа в питательной воде ПГ при ведении ГА ВХР на момент перехода энергоблоков РАЭС на ЭТА ВХР находилась на уровне от 8 до 15 мкг/дм³. Динамика изменения усредненных значений массовой концентрации железа и меди в питательной воде ПГ для энергоблоков № 1-4 РАЭС представлена на рисунке 1.

Усредненные значения показателей качества питательной и продувочной воды ПГ на энергоблоках № 1-4 РАЭС до перехода на ЭТА ВХР и при дозировании этаноламина приведены в таблицах 1, 2. Также проводились дополнительные измерения концентрации железа, меди и расчеты pH₂₅ в различных потоках второго контура. На рисунках 2, 3 приведены эксплуатационные значения водородного показателя pH₂₅ и массовой концентрации железа в потоках второго контура при ГА ВХР и ЭТА ВХР.

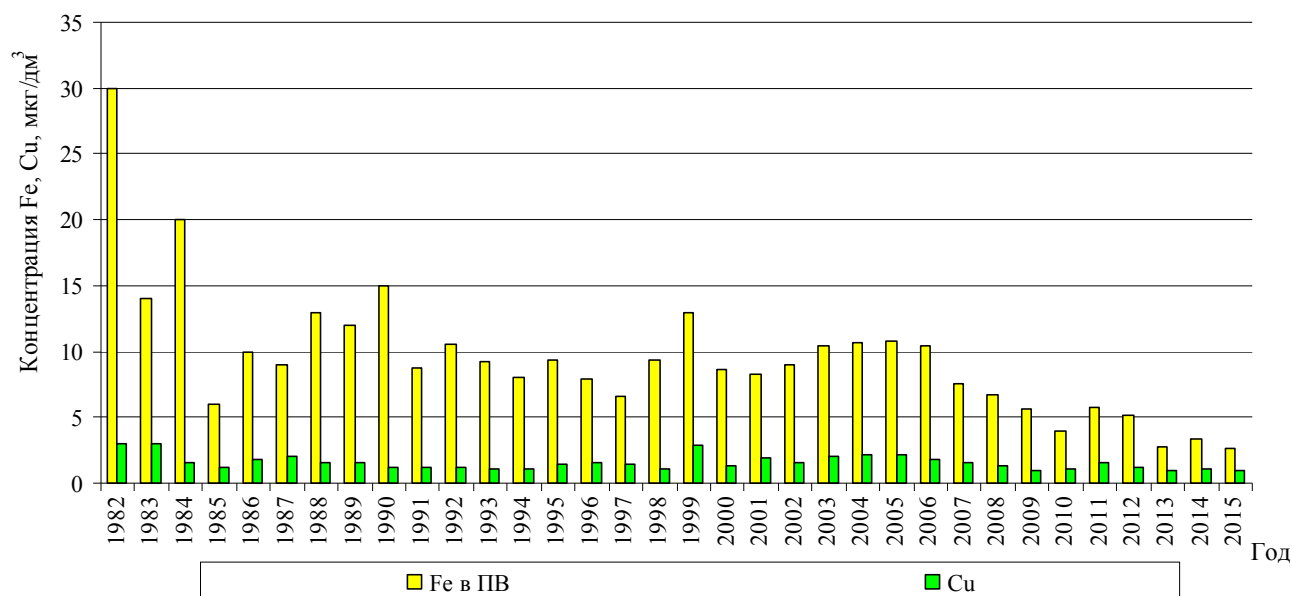


Рисунок 1. Динамика изменения содержания продуктов коррозии в питательной воде ПГ

Таблица 1. Усредненные значения показателей качества питательной воды ПГ на энергоблоках № 1-4 РАЭС

рН, ед.	$\chi(\text{H}^+)$, мкСм/см	ЭТА, мг/дм ³	N ₂ H ₄	NH ₃	Fe	Cu
			мкг/дм ³			
Нормативные значения показателей ВХР						
8,8-9,2 (8,9-9,3)	≤ 0,3	(0,4-1,5)	≥ 20 (≥10)	-	≤ 15 (≤10)	≤ 5 (≤3)
Средние значения показателей при ГА ВХР						
8,90	0,18	-	124	284	7,63	1,3
Средние значения показателей при ЭТА ВХР						
9,07	0,18	1,16	18	48	2,7	≤ 1
* в скобках указаны нормативные значения для ЭТА ВХР						

Таблица 2. Усредненные значения показателей качества продувочной воды ПГ на энергоблоках № 1-4 РАЭС

Продувочная вода ПГ					
рН, ед.	$\chi(\text{H}^+)$, мкСм/см	Cl	SO ₄ ²⁻	Na	Li
		мкг/дм ³			
8,5-9,2 (9,0-9,8)	≤ 5,0	≤ 100	≤ 200	≤ 300	-
Средние значения при ГА ВХР					
8,84	1,78	48	69	40	34
Средние значения при ЭТА ВХР					
9,43	1,24	37	72	35	-
* в скобках указаны нормативные значения при ЭТА ВХР					

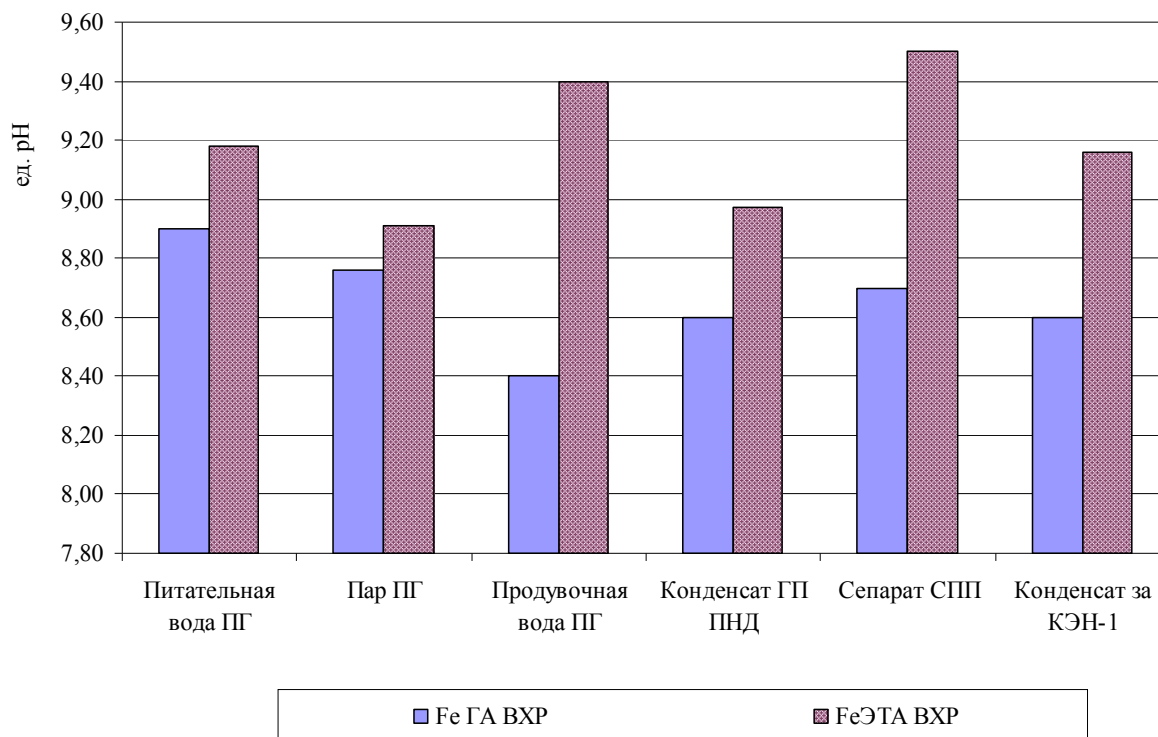


Рисунок 2. Значения водородного показателя pH_{25} в потоках второго контура при ГА ВХР и ЭТА ВХР (ПВД - подогреватель высокого давления, ПНД - подогреватель низкого давления, СПП - сепаратор пароперегреватель, КЭН-1- конденсатный энергетический насос первой ступени)

Переход энергоблоков № 1-4 РАЭС на ЭТА ВХР позволил снизить концентрацию железа в питательной воде за счет повышения рН в двухфазных средах и выравнивания величины pH_{25} в потоках парового и конденсатно-питательного трактов [3]. При ведении ГА ВХР основной

вклад в загрязнение питательной воды продуктами коррозии вносили: конденсат греющих паров ПВД и ПНД, а также сепарат СПП, при снижении значений pH_{25} в этих потоках за счет высокого коэффициента распределения аммиака.

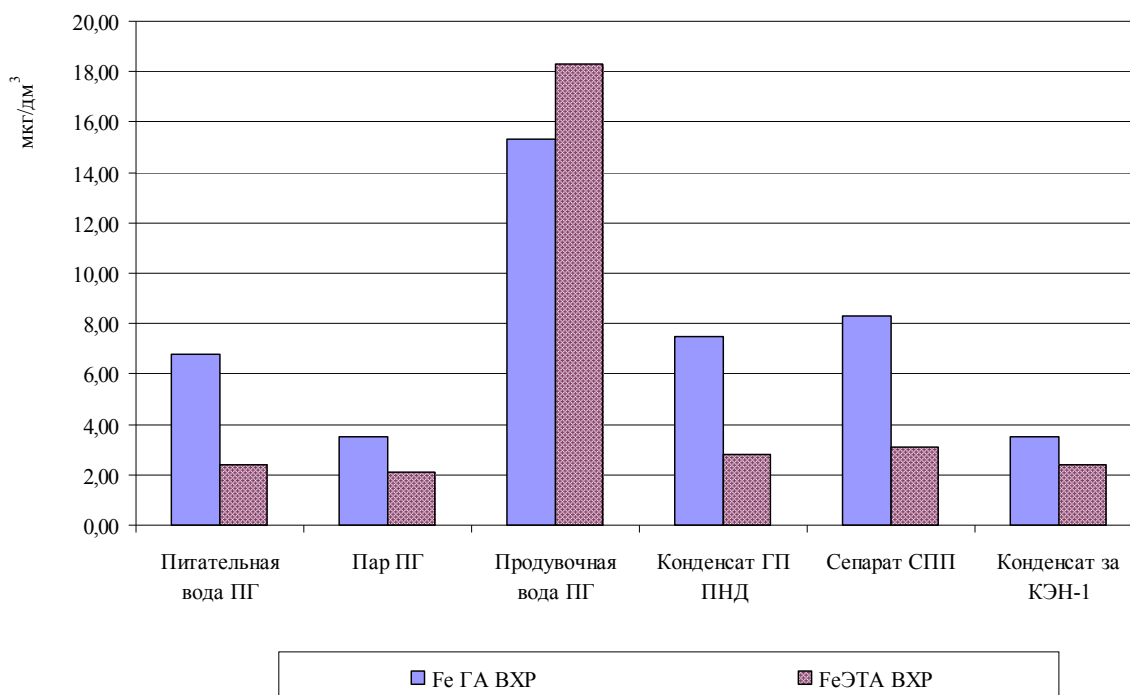


Рисунок 3. Значения концентрации железа в потоках второго контура при ГА ВХР и ЭТА ВХР

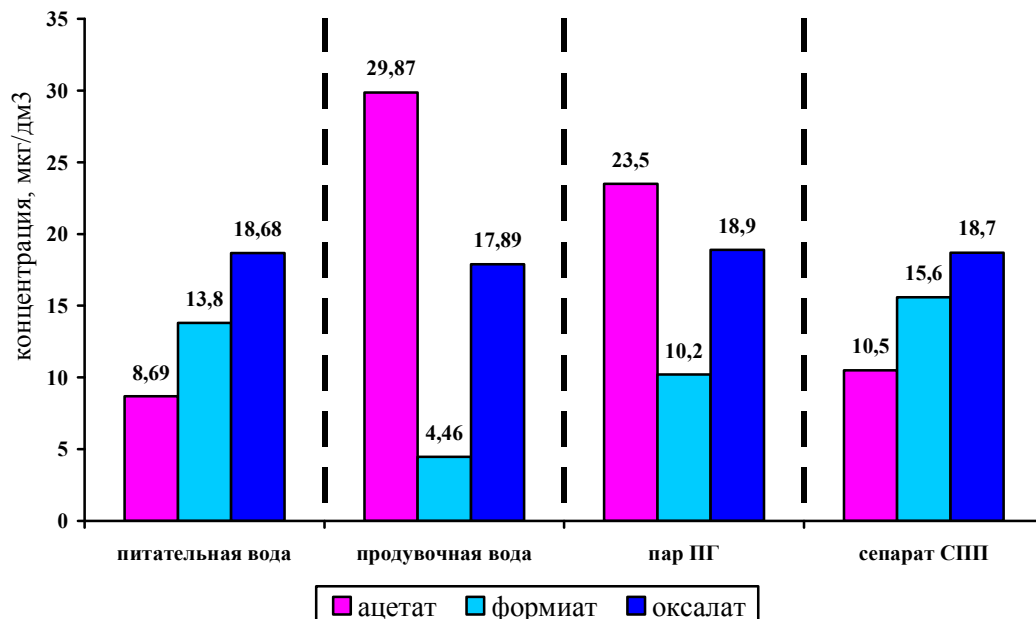


Рисунок 4. Значения массовой концентрации анионов органических кислот в потоках второго контура при ГА ВХР и ЭТА ВХР

Этаноламин является органическим соединением, побочными продуктами термического разложения (деструкции) которого могут являться органические кислоты (муравьиная, уксусная и щавелевая кислоты). Выполнены количественные оценки образования органических кислот в потоках рабочей среды при ведении ЭТА ВХР. Усредненные результаты контроля приведены на рисунке 4. Как видно, образование органических кислот в потоках рабочей среды второго контура незначительно и не влияет на величину удельной электропроводности Н-катионированной пробы $\chi(\text{H}^+)$.

По общему балансу продуктов коррозии в ПГ проведена расчетная оценка накопления отложений продуктов коррозии в парогенераторе при ГА ВХР и ЭТА ВХР. В таблице 3 представлены расчетные значения накопления продуктов коррозии в ПГ для энергоблоков № 1-4 РАЭС.

Отрицательные значения накопления продуктов коррозии в объеме ПГ указывают на разрыхление и удаление ранее отложившихся продуктов коррозии в объеме ПГ.

При работе энергоблока с ГА ВХР скорость осаждения соединений железа в ПГ зависит от концентрации железа в питательной воде и мало зависит от концентрации железа в продувочной воде, а количество осажженного железа составляет более 60 % от количества поступления железа в ПГ. Вывод железа с продувкой при ГА ВХР составляет 1 %. При ЭТА ВХР процент осаждения снижается до 33 %, а вывод железа с продувкой увеличивается до 7 %.

Состояние ПГ энергоблоков № 1-4 РАЭС при ЭТА ВХР. При внедрении ЭТА ВХР наблюдалось снижение значений удельной загрязненности ТОВ ПГ. Для энергоблоков № 1,2 (ПГВ-213, ВВЭР-440) удельная загрязненность снижается в 2 раза, а для энергоблоков № 3,4 (ПГВ-1000М, ВВЭР-1000) в 3 раза (рисунки 9, 10).

Таблица 3. Расчетные значения накопления продуктов коррозии в ПГ для энергоблоков № 1-4, кг

Энергоблок	1	2	3	4
2005 г.	54	54	190	331
2006 г.	52	54	125	163
2007 г.	38	45	-115	103
2008 г.	34	35	-184	36
2009 г.	28	27	-180	-75
2010 г.	20	-72	-170	6,4
2011 г.	29	-70	-120	5,2
2012 г.	26	-44	-171	-9
2013 г.	-8	-77	-148	-2
2014 г.	-31	-48	-155	-4
2015 г.	-1	-45	-147	-16
Всего	1548	1335	1215	538



Рисунок 5. Состояние теплообменных трубок ПГВ-213 энергоблока № 1 РАЭС (введен в эксплуатацию в 1980 году, химическая отмывка проводилась один раз в 2003 году)

Снижение удельной загрязненности внутренних поверхностей ПГ произошло вследствие «отмывочного» эффекта ЭТА, а именно разрыхления и удаления их в виде мелкодисперсного шлама. При поддержании ЭТА ВХР, по результатам осмотра ПГВ-1000М, на нижней образующей цилиндрического днища - отсутствует шлам.

Состояние внутренних поверхностей ПГ энергоблоков № 1-4 РАЭС при ЭТА ВХР показано на рисунках 5-8.

Динамика изменения средних значений удельной загрязненности ТОТ ПГ приведена на рисунках 9, 10.

Химический состав отложений в ПГ при ЭТА ВХР приведен в таблице 4.

Эксплуатация фильтров ФСД БОУ и СВО-5 энергоблоков № 1-4 при ЭТА ВХР РАЭС. Проведена оценка влияния этаноламина на работу ионообменных фильтров блочной обессоливающей установки (БОУ) и СВО-5 энергоблоков № 1-4 РАЭС. Для загрузки фильтров смешанного действия (ФСД) БОУ и ионо-обменных фильтров СВО-5 на РАЭС используют сильнокислотный катионит Amberjet 1500H и сильноосновный анионит Amberjet 4400OH [4].

После внедрения ЭТА ВХР отмечена тенденция к снижению и стабилизации индикаций по утонению металла и уменьшению числа глушения ТОТ ПГ, что связано с уменьшением эрозионно-коррозионного износа оборудования и уменьшения процессов подшламовой коррозии. Динамика глушения ТОТ ПГ приведена на рисунке 11.

При работе ФСД БОУ при ЭТА ВХР коэффициенты очистки по натрию находились в диапазоне от 1,0 до 3,0 и в среднем составляли 1,38.

По результатам контроля в течение 1,5-2 месяцев работы катионита в Н-форме ФСД БОУ, значения удельной электропроводимости $\square$ (Н) очищенного конденсата за ФСД составляли менее 0,1 мкСм/см и постепенно увеличивались до 0,154 мкСм/см.



Рисунок 6. Состояние теплообменных трубок ПГВ-213 энергоблока № 2 РАЭС (введен в эксплуатацию в 1981 году, химическая отмывка не проводилась)

После перехода катионита в ЭТА-форму значения этого показателя стабилизировались на уровне 0,15-0,2 мкСм/см, вплоть до «проскока» ионов натрия. При ведении ГА ВХР катионит ФСД БОУ работает только в водородной форме (Н-) форме.

При ведении ЭТА ВХР увеличивается ионная нагрузка на катионитовые фильтры (КФ) установки очистки продувочной воды ПГ СВО-5. Фильтроциклы КФ СВО-5 при ГА ВХР и ЭТА ВХР одинаковы и составляют от 45000 до 65000 м³. По результатам эксплуатации КФ СВО-5 при ЭТА ВХР принято решение о возможности эксплуатации катионита КФ СВО-5 в этаноламиновой форме.

Насыщение катионита в ФСД этаноламином не повлияло на значения коэффициентов очистки по натрию. Коэффициент селективности извлечения ионов натрия по отношению к этаноламину для использования катионита Amberjet 1500H (с содержанием дивинилбензола 10-12 %) равен 1,5. По коэффициентам селективности, присутствующие в конденсате турбины одновалентные катионы, будут располагаться в следующий ряд: NH₄>Na>ЭТА

Таблица 4. Химический состав отложений на внутренних поверхностях ПГ энергоблоков № 1-4 РАЭС при ЭТА ВХР, мас. %

Fe ₂ O ₃	SiO ₂	ΣCaO, MgO	CuO	ZnO	NiO	Cr ₂ O ₃
80-90	1-5	1-10	0,2-6	0,2-2	до 1	до 0,1



Рисунок 7. Состояние теплообменных трубок ПГВ-1000М энергоблока № 3 РАЭС (введен в эксплуатацию в 1986 году, химическая отмывка проводилась периодически в 1998 -2007 гг.)



Рисунок 8. Состояние теплообменных трубок ПГВ-1000М энергоблока № 4 РАЭС (введен в эксплуатацию в 2004 году, химическая отмывка не проводилась)

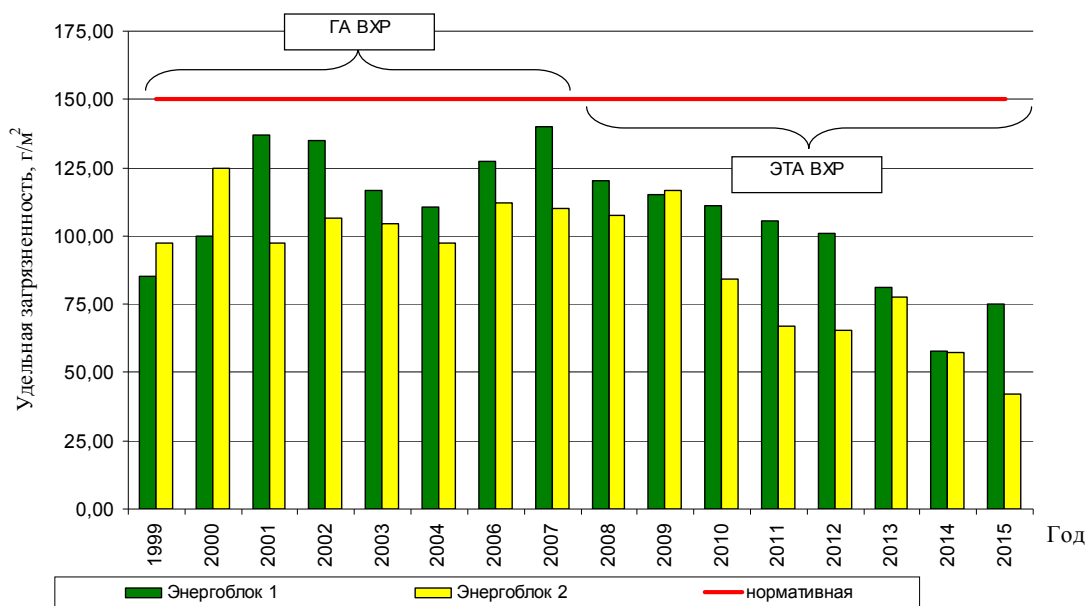


Рисунок 9. Средние значения удельной загрязненности теплообменных трубок ПГВ-213 энергоблоков № 1,2 РАЭС

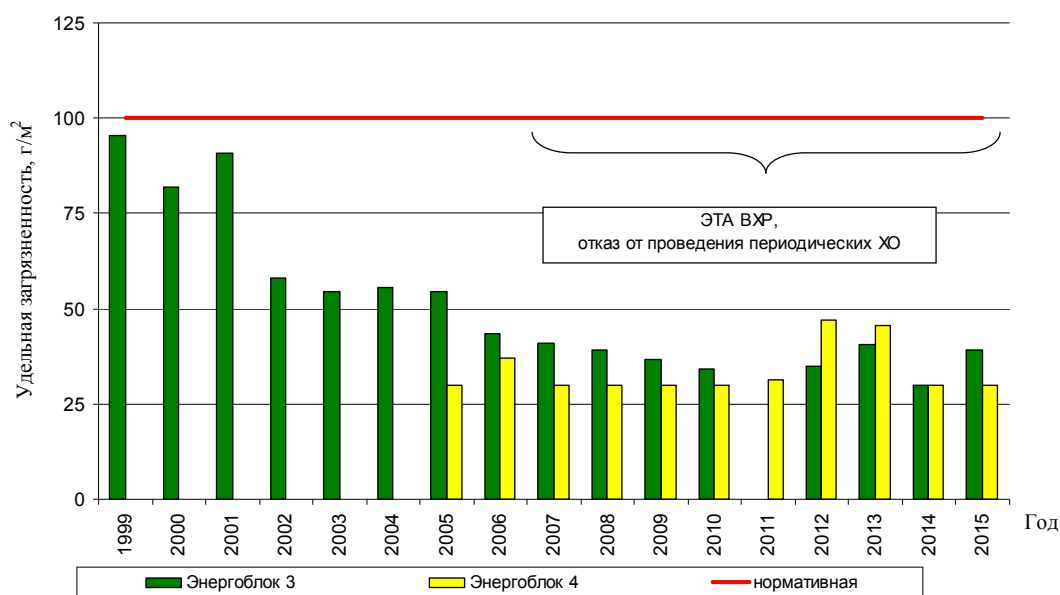


Рисунок 10. Средние значения удельной загрязненности теплообменных трубок ПГВ-1000М энергоблоков № 3,4 РАЭС

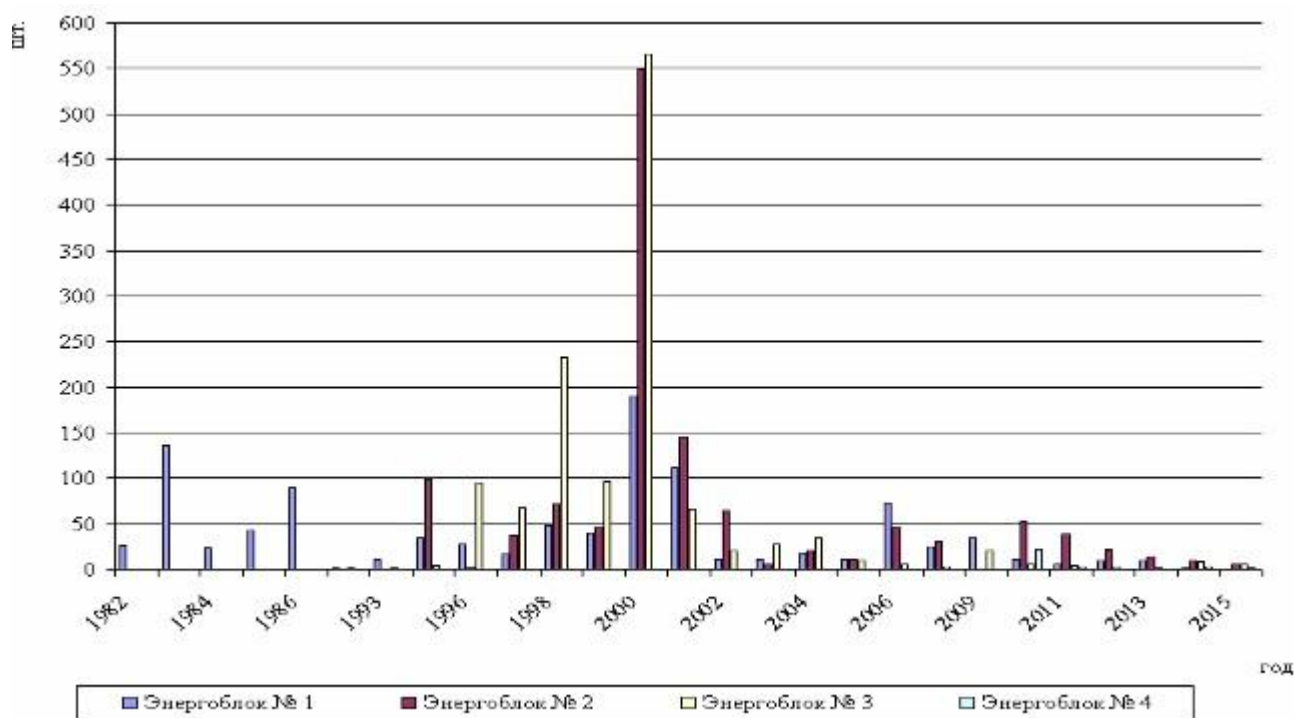


Рисунок 11. Динамика глушения теплообменных трубок парогенераторов энергоблоков № 1-4 РАЭС

Выводы

После внедрения ЭТА ВХР на энергоблоках № 1-4 РАЭС содержание железа в питательной воде ПГ снизилось со значений 8-15 мкг/дм³ до 2,0-3,5 мкг/дм³. По расчетам баланса поступления продуктов коррозии в объем ПГ, при ЭТА ВХР наблюдается удаление продуктов коррозии (до 150 кг), что обусловлено «отмывочным» эффектом этаноламина. Снижение концентрации продуктов коррозии в питательной воде ПГ энергоблоков № 1-4 свидетельствует об уменьшении эрозионно-коррозионного износа оборудования второго контура.

После перехода на ЭТА ВХР значения удельной загрязненности теплообменных поверхностей ПГ энергоблоков № 1-4 РАЭС снизились и поддерживаются на достаточно низком уровне. Снижение удельной загрязненности и поддержание ее на

низком уровне уменьшило процессы подшламовой коррозии и деградации ТОТ ПГ, что подтверждают результаты вихре-токового контроля и динамика глушения ТОТ ПГ.

Поддержание ЭТА ВХР-2 позволило отказаться от проведения химических промывок ПГ и химических промывки ПГ на РАЭС не проводятся с 2007 года.

Таким образом, внедрение и поддержание водно-химического режима второго контура с коррекционной обработкой этаноламином на энергоблоках № 1-4 РАЭС позволило снизить эрозионно-коррозионный износ оборудования второго контура, уменьшить поступление продуктов коррозии с питательной водой в ПГ, снизить и поддерживать на минимальном уровне удельную загрязненность теплообменных поверхностей ПГ.

Список использованной литературы

1. ГНД 95.1.06.02.002-04 Водно-химический режим второго контура АЭС с реакторами типа ВВЭР. Технические требования к качеству рабочей среды. Коррекционная обработка гидразин-гидратом, морфолином, гидроксидом лития.
2. СОУ-Н ЯЕК 1.028:2013 Водно-хімічний режим другого контуру атомних електростанцій з реакторами типу ВВЕР. Технічні вимоги до якості робочого середовища другого контуру.
3. Отчет по изучению и оценке влияния этаноламинового ВХР-2 на коррозионно-эрозионный износ оборудования, работающего в однофазной и двухфазной среде. Утв. ГИС 15.05.2007 г.
4. Отчет «Оптимизация показателей работы фильтрующих материалов в фильтрах БОУ, СВО-5 в условиях ВХР второго контура с дозированием этаноламина». ИЦ «Экология», от 17.11.2009 г.

Получено 20.03.2017

УДК 621.039.75

*А.Д. Михальчук¹, Ю.А. Шибецкий²**¹Национальный технический университет Украины
«Киевский политехнический институт им.Игоря Сикорского»**²Государственное предприятие
«Научно-инженерный центр радиогидрогеоэкологических полигонных исследований НАН Украины»*

ПРЕДВАРИТЕЛЬНАЯ МОДЕЛЬ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ТЕПЛА В СИСТЕМЕ БАРЬЕРОВ ГЕОЛОГИЧЕСКОГО ХРАНИЛИЩА

Построена упрощенная одномерная модель распространения тепла в системе геологического захоронения радиоактивных отходов. Модель включает: металлический контейнер с тепловыделяющими отходами, бентонитовый буфер и породы ближней зоны хранилища. Выполнен анализ распределения температуры в компонентах системы захоронения в зависимости от изменения теплофизических свойств компонентов. Показано, что для проектирования системы захоронения наиболее значимым параметром является общее тепловыделение контейнера. Важным параметром является также оптимальная толщина слоя бентонитового буфера. Теплофизические свойства материала контейнера практически не влияют на распределение температуры по профилю модели.

Ключевые слова: отработавшее ядерное топливо, радиоактивные отходы, система геологического захоронения, одномерная модель распространения тепла.

Постановка задачи. В настоящее время единственным технически осуществимым вариантом захоронения наиболее опасных радиоактивных отходов (отработавшего ядерного топлива и высокоактивных отходов), который является этичным по отношению к будущим поколениям и отвечает требованиям защиты населения и окружающей среды, считается размещение данных отходов в мультибарьерных системах геологического захоронения [1].

Систему геологического захоронения можно определить, как комбинацию кондиционированных и упакованных твердых отходов и инженерных барьеров (контейнер, бентонитовый буфер, материалы засыпки), созданных внутри специально оборудованной горной выработки, расположенной на глубине нескольких сотен метров в стабильном геологическом окружении [2]. Система захоронения начинает в полной мере выполнять свои функции обеспечения пассивной безопасности только после закрытия хранилища. Однако, ее состояние после закрытия хранилища является нестационарным. В компонентах системы протекают термические, гидравлические, горно-механические, химические (геохимические) и радиационные процессы, интенсивность и продолжительность которых определяется градиентами температуры, горного и гидравлического давления, концентраций химических элементов и соединений и активности радионуклидов, которые возникают вследствие нарушения начального состояния геологической среды при строительстве, заполнении и закрытии хранилища. Оценка влияния указанных процессов на миграцию радионуклидов в биосферу является важнейшей составля-

ющей обоснования безопасности геологического захоронения радиоактивных отходов (РАО).

Термические процессы оказывают влияние на гидравлические, горно-механические и геохимические процессы. В свою очередь, температура компонентов системы захоронения определяется общей активностью РАО в контейнере, длительностью предварительного охлаждения отработавшего ядерного топлива или высокоактивных остеклованных отходов, теплопроводностью и теплоемкостью материалов контейнера, буфера и вмещающих пород, начальной температурой пород, а также водонасыщенностью бентонитового буфера. Термические свойства пород влияют на изолирующую и удерживающую функции компонентов системы захоронения: целостность контейнера, свойства бентонитового буфера и пород ближней зоны хранилища.

Считается [3], что температура на поверхности контейнера не должна превышать 100°C. Это требование сформулировано исходя из того, что при вскипании растворов может нарушаться целостность бентонитового буфера, а также повышаться агрессивность нагретых растворов по отношению к материалам контейнера и других барьеров. Однако, требование безопасности в отношении допустимой температуры может быть выполнено посредством размещения контейнеров на определенном расстоянии друг от друга. С позиций оптимизации проекта хранилища и, исходя из не прямых требований безопасности, желательно, чтобы хранилище было по возможности более компактным. Это означает, что термические свойства компонентов системы захоронения могут быть определяющими как для размеров хранилища, так и для

оптимизации выбора материалов и геометрических параметров инженерных барьеров. Кроме этого, изучение процессов распространения тепла в ближней зоне хранилища, является основой для установления термических критериев выбора площадки для геологического хранилища.

Цель работы. Целью данной работы является анализ зависимости распределения температуры в компонентах системы захоронения от изменения их теплофизических свойств, геометрических параметров и общего тепловыделения контейнера (анализ чувствительности модели к изменению исходных данных).

Для достижения поставленной цели решались следующие задачи:

- построение упрощенной одномерной модели компонентов системы захоронения, состоящей из металлического контейнера с тепловыделяющими РАО, бентонитового буфера и пород ближней зоны хранилища (трехслойная модель) с выбором геометрических размеров и теплофизических характеристик ее компонентов;

- расчет изменения тепловыделения во времени для контейнера, содержащего 1-2 тонны отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), радионуклидный состав которого близок к составу топлива реактора ВВЭР-1000 в предположении сорокалетнего периода хранения топлива перед его размещением в хранилище;

- выбор алгоритма расчета температуры;

- верификацию алгоритма расчета, путем решения тестовой задачи для определенных термических и геометрических параметров модели и сопоставления полученных результатов с опубликованными данными распределения температуры;

- моделирование и анализ полученных результатов для различных исходных теплофизических характеристик компонентов системы захоронения.

Модель системы захоронения, условия протекания процесса и алгоритм расчета. В настоящее время в Украине отсутствует утвержденная концепция конструкции геологического хранилища. Рассматриваются два альтернативных варианта конструкции [4]: шахтного типа (контейнеры с отходами размещаются в подземных выработках, пройденных на глубинах 500 – 1000 м, в индивидуальных скважинах) и скважинного типа (контейнеры размещаются в интервале глубин 2000 – 4000 м, один над другим, в глубоких скважинах, пройденных с поверхности). Поэтому для того, чтобы обеспечить возможность сопоставления полученных результатов моделирования, модель системы захоронения и контейнера задавались в соответствии со шведской концепцией геологического хранилища шахтного типа [5].

Таким образом, для изучения процессов распространения тепла в компонентах системы захо-

ронения была использована одномерная трехслойная модель (рис.1): контейнер – буфер – вмещающие породы. Моделирование одномерного распределения температуры осуществлялось по радиальному профилю – от центра цилиндрического контейнера (рис.2) перпендикулярно его оси.

Для упрощения решения задачи одномерного распределения температуры по профилю модели использованы следующие допущения.

Так как процесс существенно растянут во времени, а для расчета выбраны короткие промежутки времени, то изменением тепловыделения контейнера на этих промежутках можно пренебречь.

Так как при изменении температуры теплофизические свойства материалов модели изменяются несущественно, то этими изменениями можно пренебречь.

Условия протекания процесса передачи тепла в модели можно описать следующим образом. Если принять что, изотермические поверхности в рассматриваемой модели замкнуты, то температура становится функцией только координаты n , являющейся нормалью к изотермической поверхности. Тепловой поток будет пропорциональным градиенту температуры $\frac{dt}{dn}$, а величина поверхности

выразится функцией $F=F(n)$.

Вследствие замкнутости изотермических поверхностей тепловой поток через такую поверхность можно представить как:

$$Q = -\lambda \frac{dt}{dn} F(n) \quad (1)$$

Разделяя переменные в уравнении (1) и интегрируя их в пределах от $n=n_1$ до $n=n_2$ и, соответственно, от t_{c1} до t_{c2} , для любой изотермической поверхности получаем:

$$Q = \frac{\lambda(t_{c1} - t_{c2})}{\int_{n_1}^{n_2} \frac{dn}{F(n)}} \quad (2)$$

Сопоставим формулу (2) с формулой для плоской поверхности:

$$q = \frac{\lambda(t_{c1} - t_{c2})}{\delta} \quad (3)$$

Видно, что величина Q соответствует плотности теплового потока q , а $\int_{n_1}^{n_2} \frac{dn}{F(n)} = I_{n_1}^{n_2}$ - толщине стенки, которую в дальнейшем будем называть приведенной толщиной стенки.

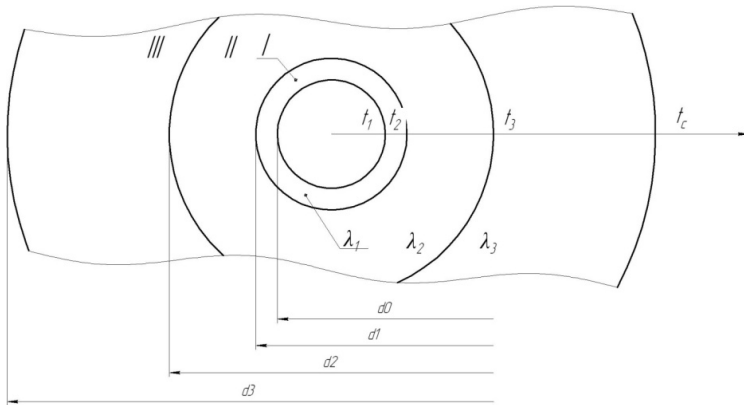


Рисунок 1. Модель системи захоронення

Слои модели: I – контейнер; II – бентонитовый буфер; III – породы ближней зоны. Температура, °C: t_1 – на внутренней стенке контейнера; t_2 – на внешней стенке контейнера; t_3 – на границе буфера и вмещающих пород; t_c – вмещающих пород. Диаметры, м: d_0 – внутренней стенки контейнера; d_1 – внешней стенки контейнера; d_2 – внешней границы бентонитового буфера; d_3 – наиболее удаленного слоя пород ближней зоны, для которой выполнялись расчеты. Теплопроводность, Вт·кг⁻¹·°K⁻¹: λ_1 – контейнера; λ_2 – бентонитового буфера; λ_3 – пород ближней зоны.

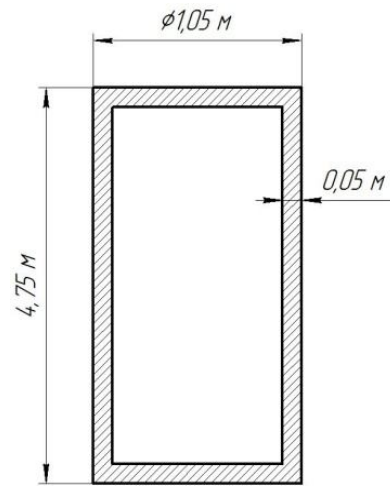


Рисунок 2. Модель контейнера

Величина $\int_{n_1}^{n_2} \frac{dn}{F(n)}$ зависит только от геометрической формы стенки.

Для цилиндрической стенки (высотой l) $n=r$, $n_1=r_1$ и $n_2=r_2$, а:

$$F(n) = F(r) = 2\pi r l$$

Тогда

$$I_{n_1}^{n_2} = \int_{n_1}^{n_2} \frac{dn}{F(n)} = \int_{r_1}^{r_2} \frac{dr}{2\pi r l} = \frac{1}{2\pi l} \ln \left(\frac{r_2}{r_1} \right) \quad (4)$$

С учетом полученного значения $I_{n_1}^{n_2}$ выражение (2) принимает вид:

$$Q = \frac{2\pi l \lambda (t_{c1} - t_{c2})}{\ln \frac{r_2}{r_1}} \quad (5)$$

Интегрируя выражение (1) в пределах от $n = n_1$ до любой текущей координаты и в интервале температур от t_{c1} до t , получаем уравнение для температурного поля:

$$t = t_{c1} - \frac{Q}{\lambda} \int_{n_1}^n \frac{dn}{F(n)} \quad (6)$$

Аналогично превращая уравнение (6) получаем:

$$t = t_{c1} - \frac{Q \ln \frac{r}{r_1}}{2\pi l \lambda} \quad (7)$$

Перейдем к удельным тепловым потокам:

$$q = \frac{Q}{F(r)} = \frac{Q}{2\pi r l} \quad (8)$$

Таким образом, уравнение (7) принимает вид:

$$t = t_{c1} - \frac{q r_1 \ln \frac{r}{r_1}}{\lambda} \quad (9)$$

Определим значения температур на границах каждого слоя модели.

$$t_3 = t_c + \frac{q r_2 \ln \frac{r_3}{r_2}}{\lambda_3}$$

$$t_2 = t_3 + \frac{q r_1 \ln \frac{r_2}{r_1}}{\lambda_2} \quad (10)$$

$$t_1 = t_2 + \frac{q r_0 \ln \frac{r_1}{r_0}}{\lambda_1}$$

Следует отметить, что формулы (10) дают адекватный результат при разнице радиусов минимум в два раза. В случае, когда отношение радиусов

меньше двух, для определения температур целесообразнее использовать формулу для плоской стенки (11).

$$t = t_{c1} - \frac{q(r - r_1)}{\lambda} \quad (11)$$

$$\text{при } \frac{r}{r_1} \leq 2$$

Таким образом, при заданной температуре окружающей среды, а также известных теплофизических параметрах и геометрии модели, можно найти температуру в любой точке модели. Например, температуру на внутренней стенке контейнера можно рассчитать по формуле:

$$t_1 = \frac{q}{2} \left(\frac{d_0(d_1 - d_0)}{\lambda_1} + \frac{d_1(d_2 - d_1)}{\lambda_2} + \frac{d_2 \ln \frac{d_3}{d_2}}{\lambda_3} \right) + t_c \quad (12)$$

Таким образом, алгоритм расчета температуры в контрольной точке модели состоит из следующей последовательности вычислений. С использованием формулы (8) вычисляется удельный тепловой поток. При этом учитываются: изменчивость тепловыделения контейнера во времени и упрощающие допущения. Далее по формулам (10), учитывая поправки касающиеся применения этих формул (11), рассчитываются температуры в определенных точках модели на определенный период времени.

Варианты моделирования и исходные данные. В таблице 1 определен перечень вариантов (серий) расчетов, их цель и приведены данные об использованных теплофизических свойствах материалов модели.

Оценка изменения во времени суммарного тепловыделения контейнера с ОЯТ была выполнена следующим образом.

На основании [5] был определен перечень радионуклидов ОЯТ, которые являются важными для обоснования долговременной безопасности геологического хранилища. Затем, на основании [6], было рассчитано удельное тепловыделение для единичного акта радиоактивного распада [Вт·Бк⁻¹] для каждого из выбранных радионуклидов. После этого было оценено изменение во времени (в интервале от 40 до 10⁶ лет) удельной активности радионуклидов [Бк·т⁻¹] топлива реактора ВВЭР-1000 (начальное обогащение 4,4 % ²³⁵U, глубина выгорания 40 МВт·сут·кг⁻¹). Предполагается, что ОЯТ перед захоронением будет выдерживаться в течение 40 лет в промежуточном храни-

лище. Исходные данные для оценки удельной активности ряда радионуклидов ОЯТ были взяты из [7]. Недостающие данные по удельной активности отдельных нуклидов были взяты из работы [5], где приведен радионуклидный состав для топлива с начальным обогащением 3,6 % и глубиной выгорания 38 МВт·сут·кг⁻¹. В итоге, на основании данных об удельной активности радионуклидов и удельного тепловыделения при их распаде, было оценено изменение во времени тепловыделения [Вт·т⁻¹] ОЯТ. Результаты расчетов приводятся в таблице 2.

Начальная температура слоев модели составила 15 °С, что соответствует температуре пород северо-восточной части Украинского щита [8] на глубине 500 м (глубина возможного заложения хранилища).

Результаты расчетов и их анализ. Базовый вариант. Исходные данные для расчета по базовому варианту представлены в таблице 1. Результаты расчета температуры для ключевых точек, а именно: на границах контейнер – буфер, буфер – вмещающие породы, а также на разных расстояниях от центра модели приведены на рисунке 3. В таблице 3 сопоставлены полученные результаты расчета температуры с результатами финских исследователей, опубликованными в [9] (далее – «финская» модель).

Прежде, чем перейти к обсуждению полученных результатов следует отметить следующие моменты. Модели системы захоронения (принятая в данном исследовании и использованная для сравнения) совпадают по следующим параметрам: характерным размерам компонентов (контейнер, толщина слоя буфера); теплофизическим характеристикам материалов (контейнер, буфер, вмещающие породы).

Различия сопоставляемых моделей относятся к: начальному тепловыделению контейнера; исходной температуре пород; учету в «финской» модели воздушного промежутка на границе контейнер – буфер.

Данные, представленные в таблице 3, демонстрируют достаточно хорошее совпадение результатов оценки распределения температур, которые были получены независимыми методами. Это подтверждает правомерность применения использованного нами алгоритма расчета. Наличие расхождений (более раннее достижение максимума температуры, меньшая разница между температурами на поверхности контейнера и вмещающих пород) логично объясняются «изоляционными» свойствами воздушного промежутка. Так, в [9] было показано, что 10 мм промежуток между стенкой контейнера и поверхностью буфера приводит к разности температур на этих поверхностях в 10–12 °С.

Таблица 1. Перечень вариантов моделирования и свойства материалов модели

Название серии расчетов	Цель	Тепло-выделение	Контейнер			Бентонитовый буфер			Породы ближней зоны		
			ρ	C_p	λ	ρ	C_p	λ	ρ	C_p	λ
1. Базовый вариант	Верификация алгоритма и опорный вариант для анализа чувствительности	1 тонна ОЯТ ВВЭР-1000 после 40 лет хранения	8900	380	390	2100	450	1	2750	787	2,61
2. Тепло-выделение контейнера	Изучение влияния тепловыделения контейнера на распределение температуры	Базовое	Как в базовом варианте			Как в базовом варианте			Как в базовом варианте		
3. Материал контейнера	Изучение влияния свойств материала контейнера на распределение температуры	Как в базовом варианте	Медь			Как в базовом варианте			Как в базовом варианте		
			4510	540	19						
			Сталь								
			7800	452	46						
4. Толщина буфера	Изучение влияния толщины буфера на распределение температуры	Как в базовом варианте	Как в базовом варианте			ρ, C _p и λ - как в базовом варианте. Толщина буфера принимает значения: 0,2 м, 0,3 м (базовый вариант) и 0,5 м			Как в базовом варианте		
5. Теплопроводность пород	Изучение влияния теплопроводности пород на распределение температуры	Как в базовом варианте	Как в базовом варианте			Как в базовом варианте			ρ и C _p как в базовом варианте. λ принимает значения: 2,61 (базовый вариант, породы основного состава), 3,1 (породы среднего состава) и 3,6 (породы кислого состава)		

Примечания: ρ – плотность, [кг·м⁻³]; C_p – теплоемкость, [Дж·кг⁻¹·°K⁻¹]; λ – коэффициент теплопроводности, [Вт·кг⁻¹·°K⁻¹]

Таким образом, принятое упрощение модели (отсутствие воздушного промежутка) не позволяет использовать представленные далее результаты расчетов для оценок безопасности, то есть для доказательства того, что система захоронения отвечает требованиям безопасности. Однако, использованная модель весьма эффективна в плане проведения анализа чувствительности.

Таблица 2. Оценка изменения во времени тепло-выделения 1 т ОЯТ ВВЭР-1000 (с учетом предварительной 40-летней выдержки)

Время после размещения в хранилище, годы	1	10	100	1000
Тепловыделение 1 т ОЯТ ВВЭР-1000, Вт	1110	818	217	51

Таблица 3. Сопоставление результатов расчета температуры в ключевых точках модели с данными расчетов по «финской» модели

Параметр	Полученные результаты	«Финская» модель [9]
Начальное тепловыделение контейнера, Вт	1110	1370
Время достижения макс. температуры, лет	1,5	2
Макс. температура на границе контейнер-буфер, °C	68	75
Макс. температура на границе буфер – вмещающие породы, °C	48	40
Исходная температура вмещающих пород	15	10
Наличие промежутков между компонентами	Нет	Да

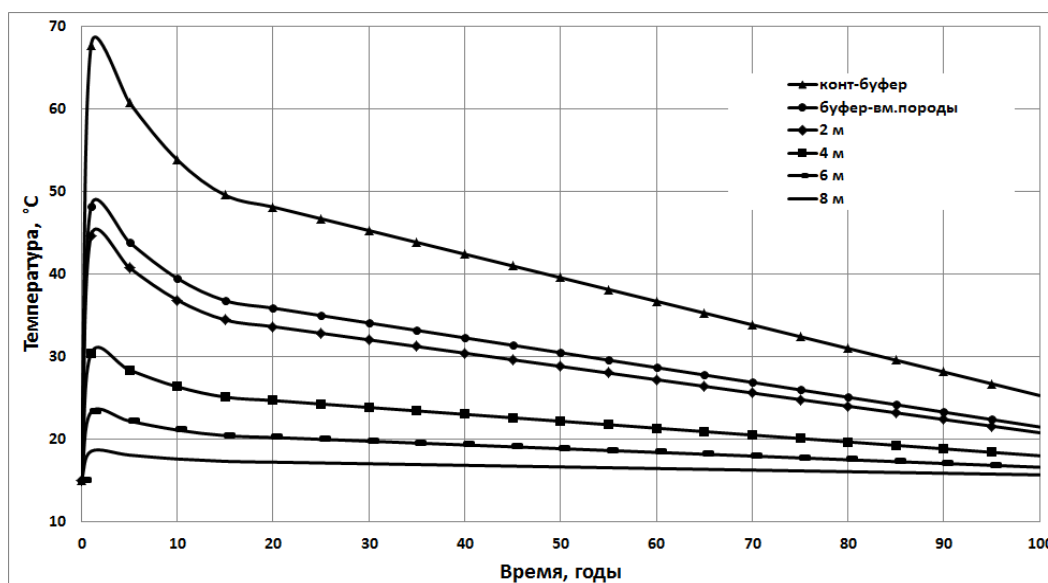


Рисунок 3. Изменение температуры во времени в ключевых точках одномерной модели системы захоронения для базового варианта исходных данных

Таблица 4. Температура в ключевых точках модели для различных серий расчетов

Параметр	Температура, °C		
	Граница «контейнер – буфер»	Граница «буфер – вмещающая порода»	Вмещающая порода (6 м от центра модели)
Тепловыделение, Вт	<i>Серия: влияние тепловыделения контейнера</i>		
1110 (базовое)	68	48	23
Базовое x2	120	82	32
Базовое x4	226	148	48
Базовое x10	542	348	98
Толщина, м	<i>Серия: влияние толщины буфера</i>		
0,2	58	53	23
0,3 (базовая)	68	48	23
0,5	88	36	23
Теплопроводность, Вт·кг ⁻¹ ·°K ⁻¹	<i>Серия: влияние теплопроводности пород</i>		
Основные породы: 2,61 (базовая)	68	48	23
Средние породы: 3,0	59	39	21
Кислые породы: 3,5	50	30	19

Иными словами, она позволяет оценить степень влияния того или иного параметра на распределение температурных полей в компонентах системы захоронения, что является ценной информацией для разработки концепции системы захоронения.

Тепловыделение контейнера. Результаты расчета температуры в ключевых точках модели при разных значениях исходного тепловыделения контейнера приведены в таблице 4.

Полученные результаты показывают, что суммарное тепловыделение контейнера является важнейшим параметром, который должен быть учтен при проектировании системы захоронения. На основании проведенных расчетов можно сделать грубую первичную оценку количества ОЯТ ВВЭР-1000, которое может быть помещено в контейнер и захоронено в рассмотренной системе без пре-

вышения температуры на поверхности контейнера в 100°C. Это количество может составить приблизительно 1,5 тонны.

Вариант расчетов с 10-кратным увеличением базового тепловыделения контейнера описывает ситуацию захоронения остеклованных высокоактивных отходов от переработки ОЯТ ВВЭР-1000 на заводе РТ-2.

Предполагается, что суммарное тепловыделение контейнера с Cs-Sr фракцией может достигать 12,5 кВт [10]. Полученные оценки температуры в ключевых точках модели (таблица 4) наглядно показывают, какие потенциальные проблемы необходимо будет решить при проектировании системы захоронения для таких РАО.

Материал контейнера. Серия расчетов, в которых имитировалось использование различных материалов для производства контейнера (медь,

титан и сталь), показала, что заметных отличий в распределении температуры по профилю модели не наблюдается.

Толщина буфера. Анализ представленных данных (таблица 4) показывает, что увеличение толщины буфера приводит к увеличению разницы температур между стенкой контейнера и вмещающих пород. Так как буферный материал имеет самый низкий коэффициент теплопроводности, то он и является основным препятствием для эффективного отвода тепла от контейнера. Этот момент должен учитываться при выборе оптимальной толщины буфера при проектировании системы захоронения.

Теплопроводность пород. Анализ результатов (таблица 4) показывает, что кислые породы способствуют более эффективному отведению тепла от контейнера.

Выводы

В возможных (изученных) пределах изменения исходных параметров наибольшее влияние на те-

мпературу в компонентах системы захоронения оказывает тепловыделение контейнера. Это наиболее критичный параметр для проектирования такой системы.

Слой буфера является основным препятствием для эффективного отвода тепла от контейнера. Определение оптимальной толщины слоя буфера является поиском компромисса между необходимостью обеспечения теплоотвода (уменьшение толщины слоя) и необходимостью обеспечения целостности контейнера (увеличение слоя буфера).

В принципе, теплофизические свойства кристаллических пород любого состава могут обеспечить требования по ограничению температуры в компонентах системы захоронения. Однако, кислые породы являются более предпочтительной вмещающей средой.

Теплофизические параметры изученных материалов (медь, титан, сталь) не могут выступать критерием для обоснования выбора материала контейнера, так как использование разных материалов практически не влияет на распределение температуры в модели системы захоронения.

Список использованной литературы

1. The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal of Long-Lived Radioactive Wastes. – OECD, Paris, 1995. – 18 p.
2. IAEA-TRS No.413. Scientific and Technological Basis for the Geological Disposal of Radioactive Waste. – IAEA, Vienna, 2003. – 80 p.
3. SKB TR-00-12. J. Andersson et al. What requirements does the KBS-3 repository make on the host rock? Geoscientific suitability indicators and criteria for siting and site evaluation. – SKB, Stockholm, 2000. – 143 p.
4. Изоляция радиоактивных отходов в недрах Украины / Монография под ред. В.М.Шестопалова. - Киев: НАН Украины, НИЦ РПИ, 2006. – 398 с.
5. TR 99-06: Deep repository for spent nuclear fuel. SR 97 – post-closure safety. – SKB, Stockholm, Sweden, 1999. - V.1 and V.2. – 482 p.
6. Rune Hakansson. R-99-74 : Beräkning av nuklidinnehåll, resteffekt, aktivitet samt doshastighet för utbrant karnbränsle. – SKB, Stockholm, Sweden, 2000. – 100 p.
7. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А. и др. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1983. – 384 с.
8. Геотермический атлас Украины / Гордиенко В.В., Гордиенко И.В., Завгородняя О.В. и др.- К.: 2004. - 60 с.
9. Kari Ikonen. Posiva 2003-04: Thermal Analyses of Spent Nuclear Fuel Repository. – Posiva, Finland, 2003.- 67 p.
10. Заключительный отчет по проекту «ВИБАСТА»: Исследования по действенности геологической и геотехнической системы барьеров относительно выбора площадок в магматических вмещающих породах. – Peine: DBE Technology, 2008. – 139 с.

Получено 20.04.2017

УДК 502.5+614.7:049:621.311.25

Г.Д. Коваленко¹, В.И. Витько¹, А.В. Хабарова¹, В.В. Карташев¹, Г.В. Гутков¹,
В.В. Левенец²

¹Научно-исследовательское учреждение «Украинский научно-исследовательский институт экологических проблем»

²Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»
НАН Украины

ОЦЕНИВАНИЕ ЭКОЛОГИЧЕСКОГО РИСКА ВЫБРОСОВ ЛЕТУЧЕЙ ЗОЛЫ И ЕЕ СОСТАВЛЯЮЩИХ ЗМИЕВСКОЙ ТЭС С УЧЕТОМ ФРАКЦИОННОГО СОСТАВА

Исследованы выбросы летучей золы и ее составляющих в атмосферный воздух с учетом фракционного и химического составов при сжигании каменного угля на Змиевской тепловой электростанции (ТЭС) Украины. Проведены расчеты рассеивания выбросов летучей золы и ее составляющих и оценены величины экологического риска. Оценены вклады всех составляющих летучей золы в формирование экологического риска для населения при нормальном режиме эксплуатации Змиевской ТЭС.

Ключевые слова: тепловые электростанции (ТЭС), выбросы золы, экологический риск.

Общая характеристика выбросов в атмосферный воздух Змиевской ТЭС Украины. Змиевская ТЭС Украины входит в состав «Центрэнерго» и расположена в Харьковской области в поселке Слобожанское. Установленная проектная мощность Змиевской ТЭС составляет 2,2 ГВт. Основным топливом для ТЭС является уголь марок "А" и "П", на котором могут работать все энергоблоки электростанции.

Выбросы осуществляются через две 250-метровые, две 120-метровые и одну 180-метровую трубы. Количество летучей золы, поступающей в атмосферный воздух составляет 34 тыс. т/год [1].

При сжигании каменного угля на Змиевской ТЭС в атмосферу поступают газообразные вещества и летучая зола. В данной работе рассмотрен экологический риск, обусловленный выбросами летучей золы и ее составляющих в атмосферный воздух.

В соответствии с требованиями Директивы 2008/50/ЕС [2] и Директивы 2004/107/ЕС [3] необходимо проводить мониторинг в атмосферном воздухе мелкодисперсных взвешенных частиц, в том числе содержание частиц с диаметром 2,5 мкм и меньше (PM_{2,5}) и частиц с диаметром 10 мкм и меньше (PM₁₀), а также общих взвешенных веществ (TSP) [4].

Дисперсный состав золы. Дисперсный состав летучей золы во многом зависит от дисперсного состава сжигаемой угольной пыли, поступающей после размольного устройства в топку, от типа золоулавливающего оборудования и степени очистки выбросов [5, 6].

Для расчетов концентраций летучей золы в атмосферном воздухе использовались количественные характеристики выбросов Змиевской ТЭС, приведенные в таблице 1.

Таблица 1. Дисперсный состав и количество выбросов золы-уноса при сжигании донецкого угля марки АШ на Змиевской ТЭС [4]

Размер частиц, мкм	0-2,5	0-10	0-150
Масса выброса, тыс.т/год	4,7	12	34

Химический состав золы. В летучей золе Змиевской ТЭС содержатся естественные радионуклиды (ЕРН) ряда ²³⁸U и ²³²Th. В таблице 2 приведены усредненные значения удельной активности радионуклидов в составе летучей золы [5-7].

На основе инвентаризационного паспорта предприятия определен состав выбросов неканцерогенных и канцерогенных элементов в составе летучей золы Змиевской ТЭС (таблица 3).

Элементный состав золы-уноса Змиевской ТЭС определялся с использованием двух ядерно-физических методов на ускорителе протонов: мгновенного γ -излучения ядерных реакций и характеристического рентгеновского излучения, возбуждаемого протонами [8]. Состав и величины выбросов 19 микроэлементов и макрокомпонентов канцерогенных и неканцерогенных веществ в диапазоне от F до Pb [5, 6] приведены в таблице 3.

Рассеивание летучей золы Змиевской ТЭС и ее составляющих в атмосферном воздухе. На рисунке 1 приведены зависимости среднегодовых концентраций летучей золы (TSP) и фракций PM_{2,5} и PM₁₀ в зависимости от расстояния от Змиевской ТЭС. По нашим расчетам, максимальная концентрация общих взвешенных веществ (~ 15 мкг/м³) достигается на расстояниях ~ 1400 м. Из-за высоких труб на малых расстояниях (<400 м) концентрации выбросов малы.

Таблица 2. Удельные активности радионуклидов летучей золы, поступающих в атмосферу при сжигании угля

Радионуклиды	Среднее значение удельной активности, Бк/кг
^{238}U	147,5
^{234}U	147,5
^{230}Th	113,5
^{226}Ra	146,3
^{210}Pb	449,8
^{210}Po	568,5
^{232}Th	117,3
^{228}Ra	198
^{228}Th	198
^{40}K	951

В таблице 4 приведены рассчитанные индивидуальные дозы поступления летучей золы в организм человека – общих взвешенных веществ (TSP) и фракций PM_{2,5}, PM₁₀ на расстоянии 1,4 км от Змиевской ТЭС за семидесятилетний период, используемые при оценивании экологического риска для населения.

Экологический риск r и ожидаемое количество случаев соматико-стохастических эффектов R , обусловленные загрязнением атмосферного воздуха выбросами летучей золы и ее разнодисперсными фракциями при нормальном режиме эксплуатации Змиевской ТЭС (таблица 4), рассчитаны по методу комплексного оценивания [9–12] с учетом коэффициентов риска по отношению к среднесуточным предельно-допустимым концентрациям ПДК_{сс}.

В расчетах принимались ПДК_{сс} для общих взвешенных веществ (TSP) – 0,15 мг/м³, PM₁₀ – 0,05 мг/м³, PM_{2,5} – 0,018 мг/м³ [13, 14]. Плотность населения в районе расположения Змиевской ТЭС составляет 100 человек на 1 км² [1].

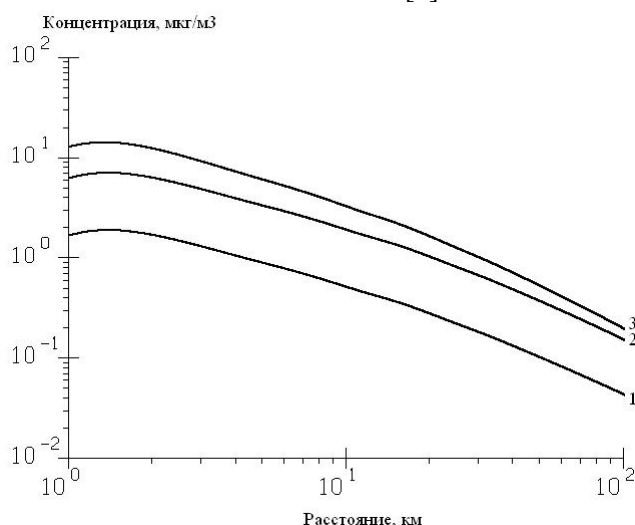
Рисунок 1. Зависимость концентраций разнодисперсных фракций золы-уноса от расстояния, частицы размером 1 – PM_{2,5}; 2 – PM₁₀; 3 – TSP

Таблица 3. Элементный состав золы-уноса и количество выбросов Змиевской ТЭС

Элемент	Выброс, т/год [5, 6]	Инвентаризационный паспорт Змиевской ТЭС, т/год [1]
F	$4,74 \cdot 10^1$	
Na	$2,70 \cdot 10^2$	
Mg	$2,49 \cdot 10^2$	
Al	$8,25 \cdot 10^3$	
Si	$6,56 \cdot 10^3$	
P	$2,70 \cdot 10^2$	
S	$5,26 \cdot 10^2$	
K	$1,86 \cdot 10^3$	
Ca	$1,77 \cdot 10^3$	
Ti	$2,66 \cdot 10^2$	
Cr	$2,69 \cdot 10^1$	$5,79 \cdot 10^0$
Mn	$6,92 \cdot 10^1$	
Fe	$2,19 \cdot 10^3$	
Ni	$5,11 \cdot 10^1$	$4,39 \cdot 10^0$
Cu	$1,84 \cdot 10^1$	$3,96 \cdot 10^0$
Zn	$1,61 \cdot 10^2$	$1,32 \cdot 10^1$
As	$1,70 \cdot 10^0$	$4,90 \cdot 10^0$
Zr	$4,62 \cdot 10^0$	
Pb	$3,75 \cdot 10^0$	$5,55 \cdot 10^0$
V		$4,3 \cdot 10^{-2}$
Hg		$4,8 \cdot 10^{-1}$

По оценкам проведенных исследований величина экологического риска, обусловленного летучей золой, как твердыми частицами (TSP), составляет $6,86 \cdot 10^{-6}$, с учетом фракции PM₁₀, величина риска составляет $1,71 \cdot 10^{-5}$, что в 2,5 раза превышает величину риска за счет твердых частиц при классическом оценивании, а дополнительный вклад фракции PM_{2,5} в 1,12 раз превышает величину риска, обусловленную твердыми частицами. Таким образом, общая величина риска составит $2,47 \cdot 10^{-5}$, что в 3,61 раза больше величины, полученной при классическом оценивании.

Экологический риск, обусловленный составляющими летучей золы Змиевской ТЭС. В таблице 5 приведены индивидуальные дозы неканцерогенных и канцерогенных веществ, ЕРН, входящих в состав выбросов летучей золы, на расстоянии 1,4 км от Змиевской ТЭС за семидесятилетний период и оцененные величины экологического риска для населения. Коэффициенты риска для неканцерогенных, канцерогенных и радиоактивных веществ, взяты соответственно из работ [9–12], [15] и [16].

С учетом величины экологического риска, обусловленного содержанием естественных радионуклидов в летучей золе ($3,07 \cdot 10^{-5}$), величина экологического риска составит $5,54 \cdot 10^{-5}$, что в 2,24 раза больше риска за счет твердых частиц с учетом фракций PM_{2,5} и PM₁₀, и в 8,08 раз больше величины, полученной при классическом оценивании.

Таблица 4. Дозы, обусловленные летучей золой и ее разнораспределенными фракциями, и величины экологического риска r и количество случаев соматико-стохастических эффектов R для населения

Вещество	Индивидуальная доза, (70 лет), мг	r	Коллективная доза, (70 лет), чел.-мг	R
Общие взвешенные вещества TSP	$8,33 \cdot 10^3$	$6,86 \cdot 10^{-6}$	$9,62 \cdot 10^8$	0,79
PM10	$4,15 \cdot 10^3$	$1,02 \cdot 10^{-5}$	$6,55 \cdot 10^8$	1,62
PM2,5	$1,12 \cdot 10^3$	$7,65 \cdot 10^{-6}$	$1,81 \cdot 10^8$	1,24

Таблица 5. Дозы, обусловленные химическими составляющими летучей золы, и величины экологического риска r и количество случаев соматико-стохастических эффектов R для населения

Вещество	Индивидуальная доза, (70 лет), мг	r	Коллективная доза, (70 лет), чел.-мг	R
Ванадия оксид	$1,08 \cdot 10^{-2}$	$6,64 \cdot 10^{-10}$	$1,24 \cdot 10^3$	$7,67 \cdot 10^{-5}$
Оксид меди	$9,67 \cdot 10^{-1}$	$5,97 \cdot 10^{-8}$	$1,12 \cdot 10^5$	$6,89 \cdot 10^{-3}$
Никель металлический	$1,08 \cdot 10^0$	$5,48 \cdot 10^{-7}$	$1,24 \cdot 10^5$	$6,31 \cdot 10^{-2}$
Ртуть металлическая	$1,18 \cdot 10^{-1}$	$4,85 \cdot 10^{-8}$	$1,36 \cdot 10^4$	$5,58 \cdot 10^{-3}$
Свинец и его соединения	$1,36 \cdot 10^0$	$5,60 \cdot 10^{-7}$	$1,57 \cdot 10^5$	$6,44 \cdot 10^{-2}$
Оксид цинка	$3,24 \cdot 10^0$	$7,99 \cdot 10^{-9}$	$3,73 \cdot 10^5$	$9,20 \cdot 10^{-4}$
Оксид хрома	$1,42 \cdot 10^0$	$3,33 \cdot 10^{-5}$	$1,63 \cdot 10^5$	3,84
Мышьяк	$1,20 \cdot 10^0$	$1,01 \cdot 10^{-5}$	$1,39 \cdot 10^5$	1,16
ЕРН*	$5,38 \cdot 10^{-4}$	$3,07 \cdot 10^{-5}$	$6,22 \cdot 10^1$	3,54

*для ЕРН в колонке индивидуальная доза, размерность принимается Зв; коллективная доза, чел.-Зв.

Величина экологического риска, обусловленная канцерогенными ($4,40 \cdot 10^{-5}$) и неканцерогенными ($1,17 \cdot 10^{-7}$) тяжелыми металлами в составе выбросов летучей золы ТЭС составляет $4,41 \cdot 10^{-5}$. Если эту величину добавить к величине риска, обусловленного твердыми частицами с учетом их дисперсного состава и ЕРН, величина риска увеличится в 1,8 раза и составит $9,95 \cdot 10^{-5}$, что в 14,5 раз больше величины риска, полученной при классическом оценивании.

Экологический риск, обусловленный элементарным составом летучей золы Змиевской ТЭС. Величины индивидуальных и коллективных доз на расстоянии 1,4 км, обусловленные выбросом золы-уноса с учетом ее элементного состава, приведены в таблице 6.

Величины экологического риска r и количества случаев соматико-стохастических эффектов R , обусловленных загрязнением атмосферного воздуха выбросами золы-уноса с учетом ее элементного состава при нормальном режиме эксплуатации Змиевской ТЭС, приведены в таблице 6.

Важно отметить, что дополнительный экологический риск, обусловленный элементарным составом золы-уноса Змиевской ТЭС, содержащей макрокомпоненты и микроэлементы, составляет $2,02 \cdot 10^{-4}$, что в 29,4 раза больше величины риска, обусловленного твердыми частицами при классическом оценивании. С учетом радиационной сос-

тавляющей ($3,07 \cdot 10^{-5}$), эта величина составит $2,32 \cdot 10^{-4}$, что в 33,9 раза больше по сравнению с риском, обусловленным твердыми частицами при классическом оценивании.

Результаты сравнительной оценки полученных величин экологического риска и количества случаев соматико-стохастических эффектов, обусловленных твердыми частицами при классическом оценивании, с учетом фракций PM2,5 и PM10, содержанием тяжелых металлов и ЕРН в составе летучей золы, а также с учетом макрокомпонентного и микроэлементного состава золы-уноса Змиевской ТЭС приведены в таблице 7.

С учетом элементного состава золы-уноса (экологический риск $2,02 \cdot 10^{-4}$), по нашим прогнозам общая величина экологического риска с учетом разнораспределенных фракций PM2,5, PM10, ЕРН будет составлять $2,57 \cdot 10^{-4}$ (табл. 7), что в 2,58 раза больше величины риска, обусловленного воздействием твердых частиц с учетом фракций PM2,5, PM10, ЕРН и тяжелых металлов в составе выбросов ТЭС ($9,95 \cdot 10^{-5}$), вклад которых, в 37,5 раз больше по сравнению с величиной риска, обусловленного твердыми частицами при классическом оценивании.

Таблица 6. Дозы и величины экологического риска r и количество случаев соматико-стохастических эффектов R , обусловленные загрязнением атмосферного воздуха выбросами летучей золы с учетом ее элементного состава

Элемент	Индивидуальная доза, мг (70 лет)	r	Коллективная доза, (70 лет), чел.-мг	R
F	$1,15 \cdot 10^1$	$4,74 \cdot 10^{-8}$	$1,34 \cdot 10^6$	$5,50 \cdot 10^{-3}$
Na	$6,55 \cdot 10^1$	$8,09 \cdot 10^{-8}$	$7,60 \cdot 10^6$	$9,39 \cdot 10^{-3}$
Mg	$6,06 \cdot 10^1$	$1,50 \cdot 10^{-7}$	$7,06 \cdot 10^6$	$1,74 \cdot 10^{-2}$
Al	$2,01 \cdot 10^3$	$2,48 \cdot 10^{-5}$	$2,33 \cdot 10^8$	$2,87 \cdot 10^0$
Si	$1,60 \cdot 10^3$	$3,95 \cdot 10^{-6}$	$1,85 \cdot 10^8$	$4,57 \cdot 10^{-1}$
P	$6,55 \cdot 10^1$	$1,62 \cdot 10^{-7}$	$7,65 \cdot 10^6$	$1,89 \cdot 10^{-2}$
S	$1,28 \cdot 10^2$	$2,26 \cdot 10^{-6}$	$1,48 \cdot 10^7$	$2,62 \cdot 10^{-1}$
K	$4,53 \cdot 10^2$	$1,12 \cdot 10^{-6}$	$5,25 \cdot 10^7$	$1,30 \cdot 10^{-1}$
Ca	$4,31 \cdot 10^2$	$1,06 \cdot 10^{-6}$	$5,00 \cdot 10^7$	$1,23 \cdot 10^{-1}$
Ti	$6,49 \cdot 10^1$	$1,60 \cdot 10^{-8}$	$7,48 \cdot 10^6$	$1,85 \cdot 10^{-3}$
Cr	$6,55 \cdot 10^0$	$1,54 \cdot 10^{-4}$	$7,60 \cdot 10^5$	$1,79 \cdot 10^1$
Mn	$1,69 \cdot 10^1$	$2,08 \cdot 10^{-6}$	$1,95 \cdot 10^6$	$2,41 \cdot 10^{-1}$
Fe	$5,34 \cdot 10^2$	$1,65 \cdot 10^{-6}$	$6,18 \cdot 10^7$	$1,91 \cdot 10^{-1}$
Ni	$1,24 \cdot 10^1$	$6,33 \cdot 10^{-6}$	$1,45 \cdot 10^6$	$7,36 \cdot 10^{-1}$
Cu	$4,48 \cdot 10^0$	$2,77 \cdot 10^{-7}$	$5,21 \cdot 10^5$	$3,22 \cdot 10^{-2}$
Zn	$3,92 \cdot 10^1$	$9,69 \cdot 10^{-8}$	$4,54 \cdot 10^6$	$1,12 \cdot 10^{-2}$
As	$4,14 \cdot 10^{-1}$	$3,48 \cdot 10^{-6}$	$4,83 \cdot 10^4$	$4,05 \cdot 10^{-1}$
Zr	$2,32 \cdot 10^0$	$2,87 \cdot 10^{-8}$	$5,76 \cdot 10^4$	$7,11 \cdot 10^{-4}$
Pb	$9,16 \cdot 10^{-1}$	$1,13 \cdot 10^{-7}$	$9,24 \cdot 10^5$	$1,14 \cdot 10^{-1}$
Σ		$2,02 \cdot 10^{-4}$		$2,35 \cdot 10^1$

Таблица 7. Сравнительная оценка экологического риска r и количества случаев соматико-стохастических эффектов R , обусловленных загрязнением атмосферного воздуха выбросами летучей золы и ее составляющих

Показатель	r					
Вариант	1	2	3	4	5	6
Твердые частицы (TSP)	$6,86 \cdot 10^{-6}$	$6,86 \cdot 10^{-6}$	$6,86 \cdot 10^{-5}$	$6,86 \cdot 10^{-6}$	$6,86 \cdot 10^{-6}$	$6,86 \cdot 10^{-6}$
PM10		$1,02 \cdot 10^{-5}$	$1,02 \cdot 10^{-5}$	$1,02 \cdot 10^{-5}$	$1,02 \cdot 10^{-5}$	$1,02 \cdot 10^{-5}$
PM2,5			$7,65 \cdot 10^{-6}$	$7,65 \cdot 10^{-6}$	$7,65 \cdot 10^{-6}$	$7,65 \cdot 10^{-6}$
ЕРН				$3,07 \cdot 10^{-5}$	$3,07 \cdot 10^{-5}$	$3,07 \cdot 10^{-5}$
ТМ (неканц.)					$1,17 \cdot 10^{-7}$	
ТМ (канц.)					$4,40 \cdot 10^{-5}$	
Элементный состав						$2,02 \cdot 10^{-4}$
Σ	$6,86 \cdot 10^{-6}$	$1,71 \cdot 10^{-5}$	$2,47 \cdot 10^{-5}$	$5,54 \cdot 10^{-5}$	$9,95 \cdot 10^{-5}$	$2,57 \cdot 10^{-4}$
Показатель	R					
Вариант	1	2	3	4	5	6
Твердые частицы (TSP)	0,79	0,79	0,79	0,79	0,79	0,79
PM10		1,62	1,62	1,62	1,62	1,62
PM2,5			1,24	1,24	1,24	1,24
ЕРН				3,54	3,54	3,54
ТМ (неканц.)					0,08	
ТМ (канц.)					3,90	
Элементный состав						23,5
Σ	0,79	2,41	5,26	8,80	12,8	32,3

Выводы

Оцененные величины экологического риска, обусловленного летучей золой Змиевской ТЭС с учетом ее разнораспределенного фракционного и химического составов более чем в 37 раз больше величины экологического риска, обусловленного

твердыми частицами при классическом оценивании, и представляют серьезную недооцененную экологическую опасность, связанную с процессами сжигания угля при производстве электроэнергии на ТЭС Украины.

Количество случаев соматико-стохастических

эффектов, обусловленное выбросами летучей золы с учетом фракций PM_{2,5}, PM₁₀, ЕРН и элементного состава составляет более 32 случаев, что значительно превышает число случаев (0,79), обусловленных твердыми частицами при классическом оценивании.

Таким образом, необходимо проводить мониторинг состава летучей золы с учетом разнородного фракционного и химического составов, поступающей в атмосферу после всех стадий очистки, и ее способности распространяться на значительные расстояния, воздействуя на здоровье населения.

Необходимо выполнить пересмотр норматив-

ных документов, устанавливающих расчет предельно допустимых выбросов ТЭС в атмосферный воздух, учитывая среднегодовые концентрации мелкодисперсных взвешенных веществ, в особенности, составляющих летучей золы. Целесообразно включить порядок учета всех составляющих твердых частиц выбросов ТЭС Украины в атмосферный воздух при сжигании различных видов угля в существующее законодательство Украины.

Существенно уменьшить экологический риск эксплуатации ТЭС Украины возможно за счет уменьшения поступления летучей золы в атмосферу в результате увеличения эффективности оборудования очистки выбросов.

Список использованной литературы

1. Экологический паспорт. Харьковская область. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.menr.gov.ua/protection/protection1/kharkivska>.
2. Директива 2008/50/ЕС Европейского Парламента и Ради "Про якість атмосферного повітря та заходи його очищення" від 21.05.2008 р.
3. Директива 2004/107/ЕС Европейского Парламента и Ради "Щодо миш'яку, кадмію, ртуті, нікелю та поліциклічних ароматичних вуглеводнів у атмосферному повітрі" від 15.12.2004 р.
4. Методические указания по определению коэффициента оседания F при оценке загрязнения атмосферы твердыми выбросами ТЭС с учетом дисперсности летучей золы. СО 34.02.319-2001 (РД 153-34.1-02.319-2001). «ВТИ» М.: 2003. – 18 с.
5. Коваленко Г.Д. Исследование микроэлементного состава тяжелых металлов и естественных радионуклидов летучей золы Змиевской ТЭС Украины / Г.Д. Коваленко, В.И. Витько, В.В. Карташев, А.В. Хабарова // *Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення: XII Міжнародна наук.-практ. конференція*, Харків, 5-9 вересня 2016 р.: Зб. наук. ст. – Х.: Райдер, 2016. – С. 111–116.
6. Коваленко Г.Д. Оценка экологического риска Змиевской ТЭС с учетом элементного состава летучей золы / Г.Д. Коваленко, А.В. Хабарова // *Проблеми екологічної безпеки: XIV Міжнародна наук.-техн. конференція*, Кременчук, 12-14 жовтня 2016 р.: Зб. тез доповідей. – 2016. – С. 50.
7. Коваленко Г.Д. Радиоэкология Украины: Монография. – 3-е изд., доп. и перераб. – Х.: ИД «ИНЖЭК», 2013. – 344 с.
8. Азаренков Н.А. Ядерно-физические методы в материаловедении / Н.А. Азаренков, В.Г. Кириченко, В.В. Левенец, И.М. Неклюдов. – Х.: ХНУ, 2013. – 300 с.
9. Коваленко Г.Д. Повышение эффективности очистки выбросов тепловых электростанций Украины, использующих каменный уголь с учетом экологического риска/ Г.Д. Коваленко, А.В. Хабарова // *Інноваційні шляхи модернізації базових галузей промисловості, енерго- та ресурсозбереження, охорона навколишнього середовища: V Міжнародна наук.-практ. конференція молодих вчених та спеціалістів*, 23–24 березня 2016 р.: Зб. наук. праць – Х.: УкрНТЦ «Енергосталь», 2016. – С. 155–158.
10. Хабарова Г.В. Екологічний ризик забруднення атмосферного повітря викидами теплових електростанцій при використанні кам'яного вугілля: автореф. дис. ... канд. техн. наук: 21.06.01 / Г.В. Хабарова; [Український науково-дослідний інститут екологічних проблем]. – Х., 2016. – 24 с.
11. Коваленко Г.Д. Оценка экологического риска для здоровья населения при сжигании каменного угля на ТЭС Украины / Г.Д. Коваленко, А.В. Хабарова // *Ядерна енергетика та довкілля* — 2015. — № 1 (5). — С. 63–68.
12. Витько В.И. Экологический риск от загрязнения атмосферного воздуха выбросами Бурштынской ТЭС / В.В. Витько, В.В. Карташев, Г.Д. Коваленко, А.В. Хабарова // *Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення: XII Міжнародна наук.-практ. конференція*, Харків, 5-9 вересня 2016 р.: Зб. наук. ст. – Х.: Райдер, 2016. – С. 65–70.
13. Воздействие взвешенных частиц на здоровье. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.euro.who.int/_data/assets/pdf_file/0007/189052/Health-effects-of-particulate-matter-final-Rus.pdf
14. Более 12 миллионов ежегодных случаев смерти вызваны воздействием нездоровой окружающей среды. – 15.03.2016. – Официальный сайт ВОЗ. — [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.who.int/mediacentre/news/releases/2016/deaths-attributable-to-unhealthy-environments/ru/>
15. U.S. Environmental Protection Agency (EPA). Integrated Risk Information System (IRIS). [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.epa.gov/iris>.
16. ICRP 103. Radiation protection. ICRP Publication 103, 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (ICRP). N.Y., Pergamon Press, 334. Available at: [http://www.icrp.org/docs/ICRP_Publication_103-Annals_of_the_ICRP_37\(2-4\)-Free_extract.pdf](http://www.icrp.org/docs/ICRP_Publication_103-Annals_of_the_ICRP_37(2-4)-Free_extract.pdf).

Получено 20.03.2017

УДК 621.039

*А.С. Мазуренко, В.И. Скалозубов, Д.С. Пирковский, О.А. Чулкин, Чжоу Хуиной**Одесский национальный политехнический университет***АНАЛИЗ ПРИМЕНИМОСТИ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ
ГИДРОДИНАМИКИ К НАСОСНЫМ СИСТЕМАМ ТЕПЛОВЫХ И ЯДЕРНЫХ
ЭНЕРГОУСТАНОВОК**

В статье представлен анализ известных расчетных и экспериментальных исследований в направлении повышения надежности насосных систем тепловых и ядерных энергетических установок.

Определены критерии и условия гидродинамического подобия экспериментальных стендов и реальных насосных систем тепловых и ядерных энергетических установок.

На основе полученных в работе критериев подобия гидродинамических процессов установлено, что условия отдельных экспериментальных стендов не соответствуют условиям реальных насосных систем тепловых и ядерных энергетических установок.

Ключевые слова: насосные системы, энергетические установки, гидродинамика, экспериментальные стенды.

Актуальность. Повышение надежности насосного оборудования является актуальным вопросом как для обеспечения безопасности, так и эффективности эксплуатации тепловых и ядерных энергоустановок по следующим основным причинам:

- насосы являются составными элементами систем циркуляции теплоносителя в реакторном и во втором контурах; активной части систем аварийного охлаждения ядерного реактора; систем аварийной подпитки парогенератора и других систем, важных для безопасности ядерных энергоустановок;

- критические отказы насосного оборудования, вызванные недостаточной их надежностью, нарушают основные технологические процессы производства электроэнергии и снижают эффективность эксплуатации тепловых и ядерных энергоустановок;

- обеспечение надежности насосов существенно определяет их фактический ресурс эксплуатации, а также возможность продления эксплуатации. Обоснованность возможности продления эксплуатации систем оборудования является высокоэффективным мероприятием для тепловых и ядерных установок [1].

Многочисленные расчетные и экспериментальные исследования (например [2-7] и другие) определили основные причины снижения надежности при эксплуатации насосов тепловых и ядерных энергоустановок:

- возникновение теплогидродинамической неустойчивости в трубопроводных системах в условиях высокочастотных колебаний давления и скорости потока приводит к критическим (по надежности) гидроударам на рабочие элементы насосов;

- интенсивные процессы кавитации, вызванные нарушением проектных условий эксплуатации;

- ухудшение прочностных свойств металла корпусов и рабочих элементов насосов, вызванное нарушениями проектных условий эксплуатации;

- увеличение износа рабочих элементов насосов, вызванного избыточными по эффективности испытаниями работоспособности;

- недостаточное количество проведения технического обслуживания и ремонта и другие.

Несомненный интерес представляют последние результаты экспериментальных исследований авторов [8, 9], посвященные анализу причин возникновения теплогидродинамической неустойчивости в трубопроводных системах с поршневыми насосами. Для повышения надежности насосов авторы [8, 9] предлагают установку усовершенствованных демпфирующих устройств на напорном участке трубопроводной магистрали для снижения амплитуд давления, а также защитное устройство на входном участке насоса для аварийной его изоляции.

Однако, относительно результатов экспериментальных исследований [8, 9] можно сделать следующие замечания:

- 1) Фактически отсутствует экспериментальное подтверждение эффективности предлагаемых демпфирующих устройств по снижению колебаний давления потока в подводящем участке трубопровода;

- 2) Предлагаемое устройство защиты насоса может быть эффективным только в стационарных установившихся режимах эксплуатации. В переходных режимах или при существенных колебаниях гидродинамических параметров могут происходить «ложные» срабатывания защиты на изоляцию насоса. При этом, само по себе устройство защиты не предотвращает непосредственные причины критических условий для работоспособности насоса.

а) При частичном закрытии штока защитного устройства увеличивается местное гидравлическое сопротивление и перепад давления, а на входе в насос, что интенсифицирует процессы кавитации и способствует отказу по работоспособности.

б) Влияние регулирующей характеристики защитного устройства на напорно-расходную (сетевую) характеристику насоса может при определенных условиях привести к увеличению амплитуд колебаний гидродинамических параметров.

в) Отсутствуют необходимые обоснования возможности применения полученных результатов экспериментальных исследований для реальных условий эксплуатации тепловых и ядерных энергоустановок.

Необходимые обоснования возможности применения полученных результатов экспериментов для реальных систем, могут быть получены на основе критериев гидродинамического подобия в реальных и экспериментальных условиях, что и определяет **актуальность данной работы**.

Критерии и условия гидродинамического подобия экспериментальных стендов и реальных насосных систем тепловых и ядерных установок. Рассматривается характерная (типичная) для тепловых и ядерных энергоустановок трубопроводная система теплотехнического оборудования (рис. 1). Условно трубопроводная магистраль разделена на подающую и напорную магистрали длиной соответственно L_1 и L_2 .

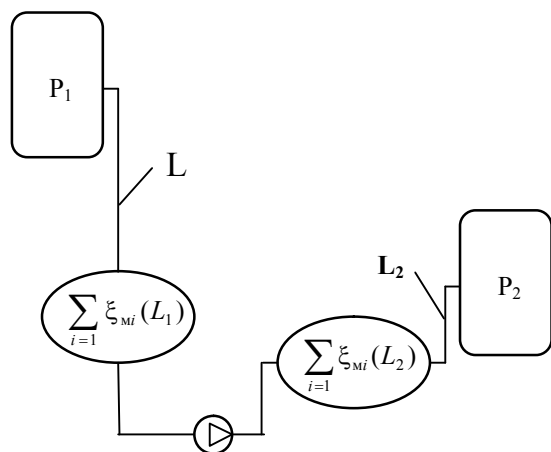


Рис. 1. Типичная трубопроводная система теплотехнического оборудования.

При допущениях несжимаемости жидкости и изотермичности процессов уравнения движения потока в рассматриваемой трубопроводной системе и текущего изменения гидродинамического напора насоса:

$$\rho L \frac{dv}{dt} = \Delta P_n(v) + P_1 - P_2 - \Delta P_1(v) - \Delta P_2(v), \quad (1)$$

$$\Delta P_n = \Delta P_{nm} + \int_0^t f'(v) \frac{dv}{d\tau} d\tau + f'_p \cdot t, \quad (2)$$

при начальных условиях:

$$v(t=0) = 0, \quad (3)$$

$$\Delta P_n(t=0) = \Delta P_{nm}, \quad (4)$$

где ρ – плотность среды потока; L – длина трубопроводной магистрали; ΔP_{nm} – максимально возможный гидродинамический напор насоса, определяемый его техническими характеристиками; t – текущее время; v – средняя скорость потока; f' – текущая чувствительность расходной характеристики насоса; P_1, P_2 – статическое давление в объектах источника и потребления соответственно (см. рисунок 1).

Гидродинамическое сопротивление на подающей L_1 и напорной L_2 магистрали:

$$\Delta P_1 = \left[\xi_{tr} \frac{L_1}{D} + \sum_{i=1} \xi_{mi}(L_1) \right] \rho v^2 - \rho g \sum_{j=1} h_j \text{sign}[v_j(L_1)] \quad (5)$$

$$\Delta P_2 = \left[\xi_{tr} \frac{L_2}{D} + \sum_{i=1} \xi_{mi}(L_2) \right] \rho v^2 - \rho g \sum_{j=1} h_j \text{sign}[v_j(L_2)], \quad (6)$$

где ξ_{tr}, ξ_{mi} – коэффициенты транспортных и местных гидродинамических потерь на магистралях соответственно; D – диаметр проходного сечения трубопроводов; g – ускорение силы тяжести; h_j – высота вертикальных участков трубопроводной системы;

$$\text{sign}(v) = \begin{cases} 1, & \text{для опускных течений;} \\ -1, & \text{для подъемных течений.} \end{cases}$$

Расходная (сетевая) характеристика зависимости гидродинамического напора насоса ΔP_n от массового расхода G или средней скорости потока в трубопроводной системе v :

$$\Delta P_n = f(G); \Delta P_n = f(v), \quad (7)$$

Чувствительность расходной (сетевой) характеристики к изменениям расхода/скорости потока:

$$f' = \frac{d\Delta P_n}{dG} \text{ или } f' = \frac{d\Delta P_n}{dv}, \quad (8)$$

Для напорных насосов проектная чувствительность расходной (сетевой) характеристики:

$$f'(G, v) \leq 0, \quad (8)$$

Демпфирующая характеристика гасительного устройства (f'_p), определяемая его конструкцией, отражает способность регулирования амплитуд колебания давления на входе в насос.

Для приведения уравнений (1)-(4) в критерия-

льную форму, введем безразмерные параметры:

$$\vec{v} = \frac{v}{v_M}; \quad \vec{t} = \frac{t}{t_M}; \quad \Delta P = \frac{\Delta P}{P_M}; \quad \vec{f}_v = \frac{f'_v}{f'_{Mv}};$$

$$f'_p = \frac{f'_p}{f'_{MP}},$$

где индексы «М» отражают масштабы изменения параметров.

В качестве масштабов изменения давления может быть суммарный гидравлический перепад давления в трубопроводной магистрали (ΔP_Γ):

$$\Delta P_M = \Delta P_\Gamma = P_2 + \Delta P_1 + \Delta P_2 - P_1$$

В качестве масштаба v_M может быть средняя скорость потока при максимальной пропускной способности системы:

$$v_M = v_M(P_2 \rightarrow 0)$$

Тогда, уравнения (1)-(4) в критериальной форме имеют вид:

$$\vec{K}_0 \frac{d\vec{v}}{d\vec{t}} = \vec{K}_1 - 1 + \vec{K}_2 \cdot \int_0^{\vec{t}} \vec{f}_v \cdot \frac{d\vec{v}}{d\vec{\tau}} \cdot d\vec{\tau} + \vec{K}_3 \cdot \vec{f}_p \cdot \vec{t}, \quad (10)$$

$$\text{При } \vec{v}(\vec{t} = 0) = 0$$

где критерии гидродинамического подобия

$$\vec{K}_0 = \frac{qL \cdot v_M}{\Delta P_\Gamma \cdot t_M}; \quad \vec{K}_1 = \frac{\Delta P_{HM}}{\Delta P_\Gamma}; \quad \vec{K}_2 = \frac{f'_{Mv} \cdot v_M}{\Delta P_\Gamma};$$

$$\vec{K}_3 = \frac{f'_{MP} \cdot t_M}{\Delta P_\Gamma}$$

Временной масштаб t_M следует из условия $\vec{K}_0 = 1$:

$$t_M = \frac{qL v_M}{\Delta P_\Gamma}$$

Масштабы сетевой и демпфирующей характеристик соответственно:

$$f'_{Mv} = f'_v(t=0); \quad f'_{MP} = \frac{\Delta P_\Gamma}{\Delta t_c},$$

где Δt_c - период основной гармонки собственных колебаний трубопроводной системы.

Тогда, окончательно условия гидродинамического подобия экспериментальных установок и натурных насосных систем тепловых и ядерных энергоустановок:

$$\vec{K}_1 = \frac{\Delta P_{HM}}{\Delta P_\Gamma} \equiv idem, \quad (11)$$

$$\vec{K}_2 = \frac{f'_v(t=0) \cdot v_M}{\Delta P_\Gamma} \equiv idem, \quad (12)$$

$$\vec{K}_3 = \frac{qL \cdot v_M}{\Delta P_\Gamma \cdot \Delta t_c} \equiv idem, \quad (13)$$

Для анализа применимости экспериментальных результатов, полученных на стендах [8, 9], к реальным условиям эксплуатации были использованы технические характеристики следующих насосов ВВЭР-1000:

- системы аварийного и планового расхолаживания 1 контура (TQ12);
- системы аварийного ввода бора (TQ13);
- системы аварийного ввода бора высокого давления (TQ14);
- системы аварийной питательной воды парогенератора (TX).

Расхождения значений критериев гидродинамического подобия $\vec{K}_1, \vec{K}_2, \vec{K}_3$ для условий экспериментов [8, 9] с реальными условиями эксплуатации насосов TQ12, TQ13, TQ14, TX составили 100% и более. Таким образом, условия гидродинамического подобия экспериментов и реальных систем TQ12, TQ13, TQ14 и TX (11)-(13) отсутствуют, а применение экспериментальных результатов [8, 9] к указанным насосным системам необоснованно.

Выводы

1. Применение результатов экспериментальных исследований гидродинамики трубопроводных систем с насосами к реальным системам тепловых и ядерных установок обосновано при условиях гидродинамического подобия критериев (11) - (13).

2. Проведенный на основе разработанных критериев подобия анализ условий проведения экспериментов на стендах насосных систем [8, 9] определил их несоответствие по критериям гидродинамического подобия реальным системам аварийного и планового расхолаживания 1 контура, аварийного ввода бора, аварийного ввода бора высокого давления, аварийной питательной воды парогенератора ядерных энергетических установок с серийными ректорами ВВЭР-1000. Поэтому, применение полученных в [8, 9] экспериментальных результатов к реальным условиям эксплуатации указанных выше систем безопасности ВВЭР-1000 необоснованно.

Список использованной литературы

1. Основы продления эксплуатации АЭС с ВВЭР//Скалозубов В.И., Ключников А.А., Лещетная Е.С. – монография: ИПБ АЭС НАНУ – Чернобыль. – 2010 г. – 269 с.
2. Н.Е. Жуковский. О гидродинамическом ударе в водопроводных системах. М.-Л.: ГИТТЛ, 1949, 100 с.
3. Аварии на объектах котлонадзора и меры по их предупреждению / Информационное письмо Госгортехнадзора. М.: Недра, 1965, 174 с.
4. С.А. Хачатурян. Волновые процессы в компрессорных установках. М.: Машиностроение, 1983, 222 с.
5. В.А. Герлига, В.Б. Хабенский. Нестабильность потока теплоносителя в энергооборудовании. М.: Энергоиздат, 1994, 288 с.
6. А.В. Королев. Анализ и моделирование теплоэнергетического оборудования, работающего с двухфазными течениями. Одесса: Астропринт, 2010, 456 с.
7. В.И. Скалозубов, А.А. Ключников, Ю.А. Комаров, А.В. Шавлаков. Научно-технические основы мероприятий повышения безопасности АЭС с ВВЭР. Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010, 200 с.
8. А.В. Королев, Х.Ю. Чжоу. Исследование динамики поршневого насоса в нормальном режиме и при срыве подачи // Холодильная техника. 2016, вып. 5. №52, с. 4–8.
9. O.V. Korolyov, Zhou Hui Yu. Dynamic damper fluctuation in the pumping systems // Pratsi OPU. 2016, issue 1(48), p. 35–41.

Получено 10.05.2017

УДК 574.58+574.56

*А.А. Протасов, А.А. Силаева, Т.Н. Новоселова, Ю.Ф. Громова, Т.И. Степанова**Институт гидробиологии НАН Украины, Киев***ГИДРОБИОЛОГИЧЕСКИЙ РЕЖИМ ТЕХНОГЕННОГО ВОДОЕМА В ЗОНЕ, ПРИЛЕГАЮЩЕЙ К ХМЕЛЬНИЦКОЙ АЭС**

Рассмотрены результаты гидробиологического обследования техногенного водного объекта на территории, прилегающей к площадке ХАЭС.

Ключевые слова: техногенные водоемы, качество воды, зоопланктон, зообентос, фитопланктон, зооперифитон.

Вступление. Антропогенные водоемы и водотоки очень разнообразны по своей конструкции, предназначению и происхождению. Различен режим их эксплуатации – от интенсивного постоянного использования в тех или иных целях, до отсутствия выраженного воздействия. К первым можно отнести водоемы-охладители, каналы, ко вторым – водоемы в карьерах, которые образуются вследствие наполнения образовавшихся углублений после выемки грунта в том или ином ландшафте. В силу большого разнообразия техногенных водных объектов, не существует единых подходов к оценке их экологического состояния. Так, Водная рамочная директива ЕС [2] предлагает для оценки состояния (потенциала) «сильно измененных» и «искусственных» водных объектов проводить их сравнение с близкими по характеристикам естественными. Такой подход вряд ли может считаться конструктивным, поскольку проведение таких аналогий более чем условно. Оценка состояния и гидробиологический контроль водных объектов, находящихся вблизи водных объектов АЭС, включая и антропогенные, необходим по ряду причин. В частности, они могут быть потенциальными источниками инвазивных для техноэкосистем видов гидробионтов, при определенных условиях они могут стать водоисточниками техноэкосистем.

Материалы и методы исследований. Карьер расположен на левом берегу р. Горынь (координаты 50°18'46,9" с.ш., 26°40'00,0" в.д.) в 2 км от площадки Хмельницкой АЭС (ХАЭС). Он образовался за счет выемки грунта в период строительства АЭС, прямой гидравлической связи с рекой или другими водоемами не имеет. Обследование карьера периодически проводили в 2013–2016 гг. Комплексные гидробиологические исследования в карьере были проведены в октябре 2016 года, дополнительно пробы фитопланктона отбирали в августе 2013 года, сентябре 2014–2016 гг. Для анализа отдельных гидрохимических показателей пробы отбирали в ноябре 2016 года. Отбор проб бактерио-, фито- и зоопланктона, зообентоса, а

также проб воды для гидрохимических анализов, проводили в центральной части карьера (ст. 1) и в заливе (канале) (ст. 2)). Также исследовали зооперифитон на прибрежных участках в южной части водоема. При отборе и обработке гидробиологических проб использовали стандартные методики [3]. Сапробность рассчитывали по индексу Пантле – Букк в количественной модификации. Классы и категории качества воды определяли в соответствии с [4]. Для сравнения гидробиологических показателей использовали данные по водоемам сходного типа, расположенным в данной зоне: проточный карьер на р. Горынь и карьер добавочной воды, а также для некоторых параметров – данные исследований водоема-охладителя (ВО) ХАЭС (октябрь 2016 г.).

Было проведено определение глубин при помощи эхолота на двух перпендикулярно ориентированных трансектах: с юга на север и с востока на запад через середину водоема. По данным измерений средняя глубина составила около 5 м, наибольшая – около 9 м. Донный рельеф достаточно сложный, что вообще характерно для искусственных водоемов. Прибрежных отмелей, как и мелей в средней части водоема отмечено не было. В центре карьера на глубине 7 м грунты представлены мелкодисперсным илом, в канале на глубине 3 м – илом с растительными остатками.

Результаты исследований. Гидрохимические показатели. Показатель pH составлял 7,3–7,5, что было несколько ниже, чем в ВО (7,8–8,0).

Содержание биогенных элементов в воде карьера было подвержено колебаниям. Так, концентрация аммонийного азота в октябре 2016 г. (0,428 мг N/дм³) была достаточно высокой, например, в 4,5 раза выше, чем в ВО, резко возрастала до 1,872 в ноябре 2016 г. Аналогичная картина была характерна для содержания нитритов (соответственно 0,008 и 0,258 мг N/дм³). Это показывает, что в карьере в осенний период происходит интенсивный процесс разложения органического вещества. Для карьера характерным было низкое содержание нитратов и очень высокое – фосфатов (0,702 мг

Р/дм³). Невысоким было содержание легко доступного органического вещества (перманганатная окисляемость (ПО) = 4,6 мг О/дм³), что в 2 раза ниже, чем в ВО. В ноябре 2016 года было отмечено довольно высокое содержание нефтепродуктов.

Показатель прозрачности (0,2 м по диску Секки) свидетельствовал о высокой мутности воды, что обычно связано с интенсивным «цветением» воды, активным взмучиванием, накоплением детрита после отмирания водорослей планктона.

Таким образом, можно заключить, что по гидрохимическим показателям карьер, при отсутствии, на первый взгляд, прямого и интенсивного антропогенного воздействия, по многим характеристикам является водоемом с весьма низкими показателями качества воды.

В карьере на ст. 1 и 2 общая численность *бактериопланктона*¹ была соответственно 2,9 и 2,6 млн. кл/см³. Несмотря на низкую температуру воды в осенний период (8°C), количество микроорганизмов здесь было выше, чем в ВО. Возможно, отмирание фитопланктона при этих температурных условиях привело к обогащению водоема органическим веществом, и это привело к увеличению численности бактерий. В морфологическом составе бактериопланктона исследованного водоема преобладали палочковидные формы – в карьере и канале соответственно 57 и 63%, что характерно для загрязненных водоемов, кокки составляли соответственно 23 и 30%.

В пробах воды карьера наблюдали большое количество бактерий на детрите, а также многоклеточные организмы в виде нитей, состоящие из цилиндрических и дисковидных клеток. Эти организмы, предположительно, являются актиномицетами, или лучистыми грибами.

Наиболее основательно был исследован *фитопланктон* водоема. В 2013 году было выявлено 26 НОТ (низший определенный таксон) водорослей из 6 отделов (рисунок 1). Наиболее многочисленными были зеленые, цианобактерии и диатомовые. Представители Miozoa и Cryptophyta насчитывали по 2 НОТ, Ochrophyta – 1. Очень высокие количественные показатели (356,24 млн. кл/дм³ – численность и 41,29 мг/дм³ – биомасса) преимущественно были обусловлены развитием цианобактерии *Aphanizomenon issatschenkoi* (Usacev) Proshkina-Lavrenko, на долю которой приходилось 79% общей численности и 34% общей биомассы и присутствием в составе фитопланктона *Ceratium hirundinella* (O.F.Müller) Dujardin (отдел Miozoa), водоросли с очень большой индивидуальной массой. Наблюдалось сильное «цветение» цианобактериями.

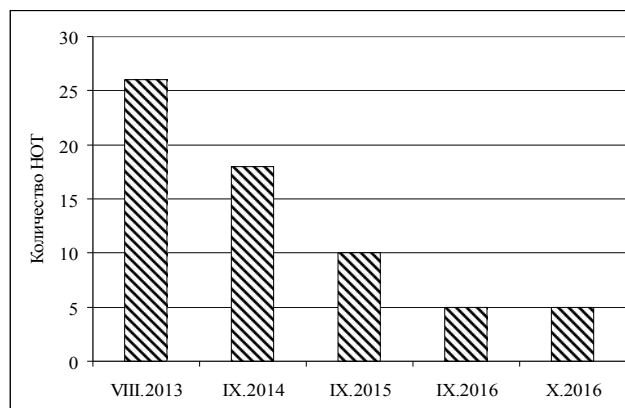
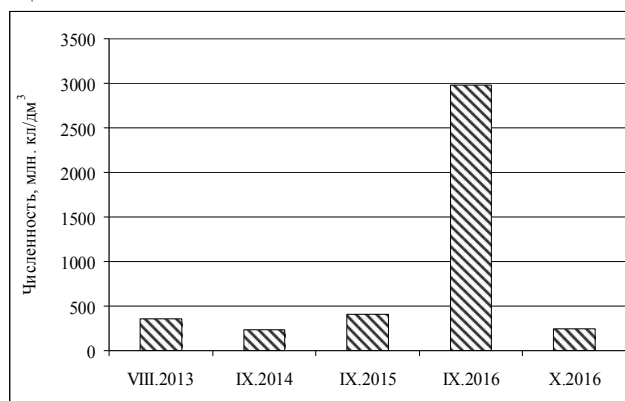
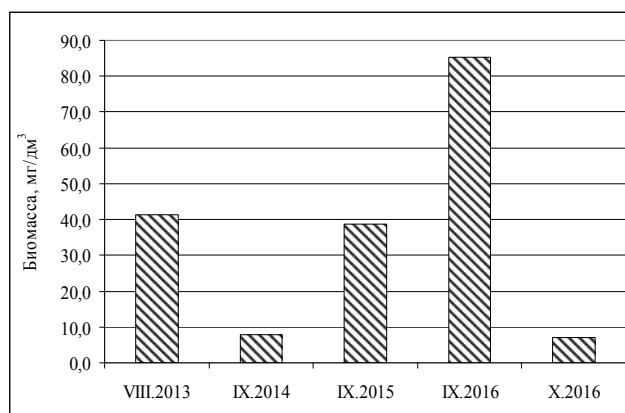


Рисунок 1. Динамика видового богатства фитопланктона карьера в разные сезоны и годы

Таксономический состав фитопланктона в 2014 году насчитывал 18 НОТ водорослей из 6 отделов. Из флористического спектра выпал представитель Ochrophyta и появился – Euglenophyta. В остальном соотношение систематических групп было таким же, как и в 2013 году. На фоне снизившихся количественных показателей (до 236,45 млн. кл/дм³ и 7,90 мг/дм³) (рисунок 2) доминировал *Aphanizomenon flos-aquae* Ralfs ex Bornet & Flahault, составляя 92% общей численности и 60% биомассы. Цианобактерии вызывали умеренное «цветение».



А



Б

Рисунок 2. Численность (А) и биомасса (Б) фитопланктона карьера в разные сезоны и годы

¹ Авторы признательны Л.И. Багнюк за обработку материала.

В 2015 году отмечалось обеднение состава фитопланктона: 10 НОТ, принадлежащих 4 отделам. Как и в предыдущие годы лидировали цианобактерии (5 НОТ), диатомовые и зеленые насчитывали по 2 НОТ, криптофитовые – 1 НОТ. Следует отметить, что впервые для этого водного объекта, в составе фитопланктона в небольшом количестве обнаружена цианобактерия *Cylindrospermopsis raciborskii* (Wolosz.) Seenayya et Subba Raju, устойчивая к выеданию зоопланктоном, которая в определенных условиях вызывает «цветение» воды [1]. Количественные показатели были на уровне 2013 года. Доминировал *Aph. flos-aquae*. Биомасса фитопланктона соответствовала классу IV, категории 6 качества воды («грязные») [4]. Наблюдалось «цветение» цианобактериями IV степени.

В 2016 году в осенний период видовое богатство фитопланктона карьера было самым низким за все годы исследований: 5 НОТ водорослей, принадлежащих трем отделам, из которых 3 – цианобактерии, по одному – зеленые и диатомовые. В сентябре чрезвычайно высокие количественные показатели (2984,56 млн. кл/дм³ – численность и 85,42 мг/дм³ – биомасса) определялись значительным развитием цианобактерий. В качестве доминанта выступала *Oscillatoria agardhii* Gomont (более 95% от общих показателей). Следует отметить наличие *C. raciborskii*, хотя этот вид и не принадлежал к числу доминантов, однако его биомасса по сравнению с предыдущим годом увеличилась. Цветение, вызванное развитием цианобактерий, достигало экологически опасной интенсивности (V степень, «гиперцветение»). Качество воды по биомассе фитопланктона соответствовало классу V, категории 7 («очень грязные»). Спустя 4 недели, в октябре, видовой состав изменился незначительно: выпал *C. raciborskii*, предположительно его акинеты опустились на дно для переживания зимнего периода. В небольшом количестве появился *Monoraphidium contortum* (Thuret) Komarkova-Legnerova – широкораспространенный вид зеленых водорослей. Уменьшение общих количественных показателей до 247,57 млн. кл/дм³ – численность и 7,01 мг/дм³ – биомасса обуславливалось снижением уровня развития цианобактерий. Как и в конце сентября, доминировала *O. agardhii* (92 и 94% общих показателей). Наблюдалось умеренное «цветение». Низкие значения индекса Шеннона (0,42 бит/экз и 0,35 бит/мг) были обусловлены ярко выраженным монодоминированием *O. agardhii*. Необходимо отметить наличие большого количества детрита в воде карьера, по нашей оценке его масса в канале карьера составляла 80%, а непосредственно в карьере – 63% биомассы водорослей.

Видовое богатство, состав и особенности доминирования фитопланктона исследованного ка-

рьера нетипичны для сходных по характеристикам водоемов зоны ХАЭС с естественной температурой и свидетельствуют о вероятном загрязнении водоема органическими веществами. Так, в октябре 2016 года фитопланктон карьера добавочной воды был представлен 18 НОТ водорослей, из которых 3 относятся к отделу зеленые, 15 – диатомовые, а цианобактерий не было вообще. Численность фитопланктона (2,57 млн. кл/дм³) была в 96 раз ниже, а биомасса (6,39 мг/дм³) на том же уровне, что и в исследованном карьере. Диатомовые водоросли преобладали не только в видовом спектре, но и количественно. Структура доминирования фитопланктона карьера добавочной воды была полидоминантной (3,69 бит/экз и 3,02 бит/мг по Шеннону).

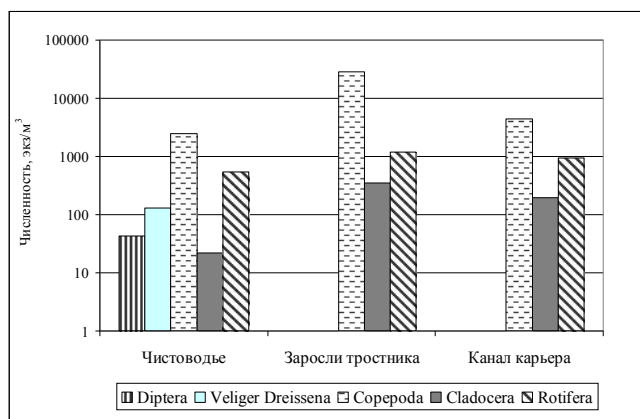
Таким образом, в течение четырех лет наблюдали постепенное обеднение видового состава (с 26 НОТ в 2013 г. до 5 НОТ в 2016 г.) фитопланктона исследованного карьера, значительное увеличение количественных показателей, вызванное развитием одного вида и растянутую во времени вегетацию цианобактерий. Учитывая динамику развития фитопланктона и гидрохимический режим карьера, можно ожидать высокой степени «цветения» и в следующем году.

Зоопланктон карьера исследовали на чистоводном участке, в канале, а также в прибрежных зарослях тростника в октябре 2016 года.

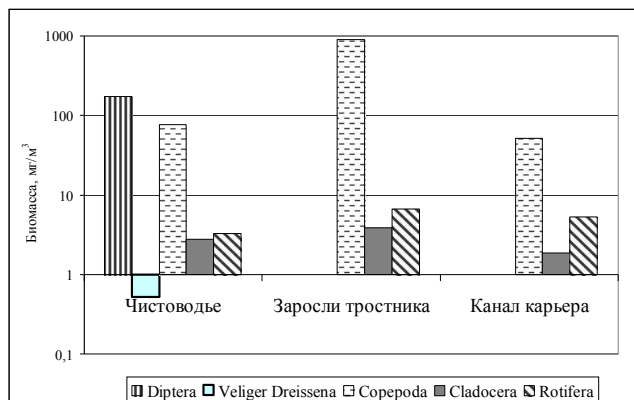
Всего в зоопланктоне обнаружено 23 НОТ, из которых 15 (65%) определено до ранга вида. Среди них 8 НОТ составляли коловратки, 9 – веслоногие, 4 – ветвистоусые ракообразные, 1 – велигеры моллюска *Dreissena* и один представитель Diptera. Количество НОТ зоопланктона на отдельных станциях было невысоким – от 11 до 15. Наибольшим количеством видов были представлены веслоногие ракообразные и коловратки.

В карьере на чистоводье и в зарослях доминировали ювенильные особи (в основном копеподиты IV–V стадий) *Cyclops strenuus* Fischer, составляющие 55–73% численности и 82–94% биомассы зоопланктона. Преобладание копеподит связано с особенностями сезонной динамики индивидуального развития этого дициклического вида, у которого период размножения приходится на весну и осень. Развитие осеннего поколения при низких температурах продолжается почти всю осень и зиму [5]. В канале копеподиты *C. strenuus* разделяли доминирование с ювенильными особями циклопов из рода *Thermocyclops*, вместе достигая 72% численности и 87% биомассы.

Количественное развитие зоопланктона было относительно низким. Численность зоопланктона изменялась от 3196 до 30350 экз/м³, биомасса – в пределах 59,14–916,00 мг/м³.



А



Б

Рисунок 3. Численность, экз/м³ (А) и биомасса, мг/м³ (Б) зоопланктона на станциях карьера, октябрь 2016 года

Значения численности и биомассы зоопланктона в зарослях тростника были соответственно в 5–9 и 11–15 раз выше, чем на чистоводных участках. Среди таксономических групп преобладали веслоногие ракообразные – Copepoda (до 95% численности и до 99% биомассы зоопланктона). В средней части карьера основную роль в биомассе зоопланктона играли планктонные личинки Diptera – *Chaoborus* sp. (68%) (рисунок 3).

Среди трофических групп преобладали хищники, доля которых в численности и биомассе зоопланктона была наибольшей в зарослях тростника (соответственно 82 и 96%).

Видовое разнообразие зоопланктона было невысоким – значения индекса Шеннона составляли 1,51–2,08 бит/экз и 0,5–1,59 бит/мг.

Зоопланктон карьера заметно отличался от такового в подобном водоеме зоны ХАЭС (карьере добавочной воды) меньшим видовым богатством, доминированием одного вида, меньшей долей коловраток, кладоцер и калянид, большей – циклопид, в трофическом спектре – доминированием хищников (таблица 1). Значения индекса сапробности, рассчитанные по индикаторным видам зоопланктона, были равны 2,3–2,5, что соответствует β'-мезосапробным водам классу III, категории 4 качества воды («слабо загрязненные») [4].

Таблица 1. Количественные и структурные показатели зоопланктона на открытых участках карьера (ст. 1) и карьера добавочной воды, октябрь 2016 года

Показатели	Карьер, ст. 1	Карьер добавочной воды
Общее количество НОТ	23	28
Количество доминирующих видов	1	4
Доля первых двух видов-доминантов, %	94	38
Численность, экз/м ³	3196	24120
Биомасса, мг/м ³	256,32	79,41
Соотношение групп по биомассе:		
Rotifera / общая	0,01	0,29
Cladocera / общая	0,01	0,25
Copepoda / общая	0,30	0,46
Calanoida / Cyclopoida	0,07	0,29
Хищники / общая	0,95	0,16
Индекс Шеннона, бит/мг	1,15	3,44

В то же время значения индекса сапробности в других водоемах зоны ХАЭС было заметно ниже – 1,46–1,49, например, в карьере добавочной воды, 1,2–1,7, а в ВО (α-олигосапробные – β'-мезосапробные условия).

Зообентос был крайне беден в таксономическом отношении и насчитывал лишь по 3 НОТ на ст. 1 и 2. В бентосе обнаружены нематоды, личинки хирономид и личинки *Chaoborus* sp., на ст. 2 – только личинки двукрылых насекомых – Ceratopogonidae, *Chaoborus* sp. и *Chironomus plumosus* L. Два последних вида обитают в эвтрофных водоемах. Численность беспозвоночных также была низкой (в карьере – 800, в канале – 900 экз/м²). Биомасса зообентоса в карьере была невысокой – 1,94, в канале повышалась до 7,2 г/м². Показатели обилия определяли крупные особи – по численности преобладали личинки комаров хаоборусов, по биомассе – *C. plumosus*. Подобное угнетенное состояние зообентоса может подтверждать неблагоприятное состояние водоема. Например, зообентос в проточном карьере на р. Горынь был намного более развит – отмечено 8–22 таксона, показатели обилия были достаточно высокими – численность – 11500–89300 экз/м², биомасса 6,62–89,71 г/м², а с учетом биомассы дрейсенны на прибрежных участках – до 16,12 кг/м².

Зооперифитон в карьере в октябре 2016 года был очень беден как по таксономическому составу, так и по показателям обилия. Были проведены исследования группировок на камне и в густых (132 стеб/м²) зарослях тростника обыкновенного *Phragmites australis* L. на малых глубинах (до 0,5 м). Зооперифитон был представлен тремя видами хирономид (*Corynoneura scutellata* Winner, *Cricotopus silvestris* Farb., *Rheotanytarsus exiguus*

Johannsen) и двумя HOT олигохет (*Nais communis* Piguët и *Dero* sp.). При этом на камне было больше представителей группы Chironomidae (75% общего количества HOT), а эпифитон на тростнике в большей степени состоял из Oligochaeta (67%).

Показатели обилия зооперифитона на разных субстратах отличались незначительно – в пределах 325–820 экз/м² численности и не превышали 0,04 г/м² биомассы. Так, количественные показатели были выше на камне с доминированием *C. silvestris* и *R. exiguus* по численности и по биомассе (60% и 73% соответственно). В эпифитоне на тростнике как по численности, так и по биомассе преобладали *N. communis* (соответственно 62% и 56%).

В 2013–2015 гг. исследовали также карьер проточный на р. Горынь, который образовался за счет выемки грунта берегов в русле реки и является ближайшим антропогенным водным объектом к исследуемому водоему. Отбор перифитона проводился на малых глубинах (до 1,0 м) и на тех же субстратах. Зооперифитон на камне в карьере проточном был более богатым (15–17 HOT против 4 HOT). А показатели обилия были выше на два–три порядка по численности (в пределах 76667–106667 экз/м²), по биомассе – на пять порядков (в пределах 2849,98–4052,85 г/м²). Эпифитон на тростнике также был богаче в карьере проточном (12–16 HOT в 2014–2015 гг. против 3 HOT), как и количественные показатели: численность была выше на порядок и изменялась от 4731 до 7263 экз/м², а

биомасса же изменялась в более широких пределах (1,77–166,28 г/м²), что также было выше, чем в исследуемом карьере.

В 2015 году был исследован эпифитон карьера добавочной воды на тростнике с густотой зарастания около 100 стеб/м². В карьере добавочной воды было зафиксировано 24 HOT беспозвоночных. По численности, которая изменялась в пределах одного порядка (от 6479 до 45656 экз/м²), доминировали *Dreissena polymorpha* Pall., осевшие велигеры дрейссенид и *N. communis*, а по биомассе (5,00–11665,97 г/м²) доминантом была *D. polymorpha*.

Заключение

Техногенные водные объекты обладают большим своеобразием. Как следует из полученных данных, исследуемый водный объект характеризовался своеобразным комплексом гидрохимических показателей и гидробиологическим режимом. Дальнейшие обследования этого водоёма должны проводиться в рамках мониторинга фоновых или технических водных объектов согласно Регламента гидробиологического мониторинга ХАЭС. Следует обратить внимание на выяснение причин угнетенного состояния биоты, а также аномальных гидрохимических показателей, свидетельствующих о процессах загрязнения водоема.

Список использованной литературы

1. Бабаназарова О.В., Сидельцев С.И., Фастнер Д. Экспансия *Cylindrospermopsis raciborskii* (Nostocales, Cyano прокариота) в северные широты: вспышка развития в мелководном высокоэвтрофном оз. Неро (Россия) // Альгология. – 2014. – Т. 24, № 4. – С. 526–537.
2. Водна Рамкова директива ЕС 2000/60/ЕС (основні терміни та їх визначення). – К. – 2006. – 240 с.
3. Методи гідроекологічних досліджень поверхневих вод/ За ред. В.Д.Романенка. – К.: Логос, 2006. – 408 с.
4. Методика екологічної оцінки якості поверхневих вод за відповідними категоріями / В. Д. Романенко, В. М. Жукинський, О. П. Оксіюк [та ін.]. – К.: Символ-Т, 1998 – 28 с.
5. Монченко В.І. Щелепнороті циклопоподібні (Cyclopidae). – К.: Наук. думка, 1974. – 452 с. – (Фауна України. Т. 27; вип. 3).

Получено 24.04.20176

УДК 581.526.3(621.311.22)(477)

А.А. Протасов, А.И. Цыбульский

Институт гидробиологии НАН Украины, г. Киев

ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ВОДНОЙ И ОКОЛОВОДНОЙ РАСТИТЕЛЬНОСТИ В ВОДОЕМЕ-ОХЛАДИТЕЛЕ ХМЕЛЬНИЦКОЙ АЭС В УСЛОВИЯХ НЕСТАБИЛЬНОГО РЕЖИМА УРОВНЯ ВОДЫ

Рассмотрены результаты исследования зарастания участков, осушенных вследствие снижения уровня воды в водоеме-охладителе Хмельницкой АЭС. Показано, что некоторые растения, в частности, рогоз Лаксмана достаточно интенсивно формируют заросли. Приводятся рекомендации по укреплению грунтов при осушении водоемов и их реабилитации после загрязнения.

Ключевые слова: АЭС, водоем-охладитель, осушенная зона, растительность, режим уровня воды.

Высшие водные растения (ВВР) произрастают как в естественных, так и в технических водных объектах, роль их в техноэкосистемах может быть различной [2–4, 9, 13]. Высшие водные растения создают определенную долю первичной продукции в водоемах-охладителях (ВО), при этом зачастую конкурируют с водорослями планктона за биогенные вещества и, таким образом, могут снижать негативный эффект от «цветения» воды. Высшие водные растения играют существенную роль в так называемом явлении контуризации, когда снижается уровень развития водорослей планктона, но возрастает интенсивность развития контурных сообществ, в том числе и высшей водной растительности [7]. Прибрежные заросли высших водных растений выполняют роль биофильтра, задерживают поступление в водоемы загрязняющих и биогенных веществ с прилегающих территорий, широко используются при создании биоплато, в том числе на очистных сооружениях [8]. В зависимости от количественного и качественного состава загрязняющих веществ, которые поступают на очистные сооружения, климатических, гидрологических и других условий в водоеме, используют ВВР, хорошо приспособленные к произрастанию в данной местности и образующие большую фитомассу, которую достаточно просто изымать (ирис, рогоз, камыш, касатик, рдест, тростник озерный, стрелолист) с плотностью посадки 1–15 растений на 1 м² [1].

При массовом развитии ВВР в водоемах-охладителях могут значительно снижать их охлаждающую способность [10]. Высшие водные растения, особенно погруженные, могут оказывать существенные биологические помехи в работе насосного оборудования при их сносе токами воды к насосным станциям.

Разнообразны экологические факторы, которые оказывают непосредственное или опосредованное воздействие на распределение высшей водной растительности в водоемах, на ее обилие, фенологические фазы развития. Одним из важных факторов выступает режим уровня воды в водоемах.

Характерное для многих озер поясное распределение растительности связано с приуроченностью тех или иных растений к определенным глубинам. Колебания уровня воды приводят к изменениям в структуре растительности. Особенно большое значение имеет длительное осушение литоральной зоны при обмелении водоемов, которое может иметь как природные, так и антропогенные причины.

Исследования особенностей распространения ВВР в условиях нестабильного режима уровня воды, в частности, изучение процессов зарастания осушенных участков литорали проводили на водоеме-охладителе Хмельницкой АЭС (ВО ХАЭС) в 2015 и 2016 гг.

Ранее выполненные исследования показали, что в водоеме-охладителе ХАЭС присутствует около 20 видов высших водных растений [3], появляются и виды-вселенцы [9]. Так, в водоеме появились уже довольно широко распространенные, но более характерные для солоноватых, чем пресных вод наяда морская (*Najas marina* L) и рогоз Лаксмана (*Tipha laxmannii* Lepech) [3].

Произрастает рогоз Лаксмана по болотам, берегам водоемов, солончаковым лугам, по нарушенным местообитаниям: обочинам дорог, канавам и кюветам. По нашим наблюдениям, его скорее можно отнести к прибрежным видам, в отличие от рогоза узколистного и широколистного, он не был отмечен в воде, а только по берегам вблизи воды в восточном районе ВО ХАЭС.

В 2011–2012, 2015 и 2016 гг. наблюдалось снижение уровня воды в водоеме-охладителе. Так, в зимние месяцы 2011 г. уровень снижался на 1,5 м, в 2015 г. – на 1,6 м, а в 2016 г. – на 1,5 м. При снижении уровня были осушены и так называемые закрытые, мало связанные гидравлически с основной акваторией водоема-охладителя ХАЭС мелководные заливы в восточном и западном районах. Осушение мелководий оказывает существенное влияние на гидробионтов, обитающих на мелководьях, в частности на двусторчатых моллюсков, которые за счет фильтрационной активности учас-

твуют в процессах самоочищения воды в водоемах. Кроме того, колебания уровня воды существенно влияют на процессы зарастания мелководий высшей водной растительностью.

В 2010 году, при обычном уровне воды затопленные водой мелководья восточного и западного районов лишь частично были ограничены от ВО ХАЭС островками и водной растительностью. Однако, при этом, следует отметить незначительную связь этих заливов с основной акваторией ВО. Это было подтверждено размерами особей моллюсков дрейссенид, найденных здесь в 2013 г. Наибольший размер в группе немногочисленных особей составил около 35 мм. Эта биоиндикация, показывает отсутствие влияния техногенного подогрева в данном местообитании, так как такого большого размера особи не встречаются в водоемах с повышенной температурой воды. В основной акватории размер особей дрейссены не превышал, как правило, 27–30 мм. Заросли ВВР (в основном рогоз узколистный, тростник) окаймляли береговую линию и были распространены в заливах [9].

В 2015 г. восточное закрытое мелководье было практически осушено, часть гидробионтов смогла пережить осушение в небольших лужах (фото 1). При этом, было отмечено, что за летний период на песчаных участках осушенного дна сформировались редкие заросли, в основном состоящие из рогоза Лаксмана (фото 2).

В 2015 г. осенью уровень воды был поднят почти до нормального. Очевидно, что новые заросли оказались в воде. Однако, в летний период и осенью 2016 г. уровень воды опять снизился. При этом, растительность с прошлого года на вновь обнажившемся берегу развивалась к осени 2016 г. вполне успешно (фото 3).

Заросли, сформировавшиеся за два вегетационных сезона в восточном районе ВО ХАЭС, были обследованы на площадке треугольной формы со сторонами около 50 м.



Фото 1. Общий вид закрытого мелководья восточного района в сентябре 2015 г.



Фото 2. Зарастание обнажившейся литорали высшей растительностью, сентябрь 2015 г.

Соотношения нескольких видов растений различались в «старых» зарослях (на берегу ВО при уровне воды 2010 г.), и «новых», сформировавшихся в течение двух вегетационных периодов 2015–2016 годов. Был проведен учет четырех видов растений: рогоза Лаксмана, рогоза узколистного (*T. angustipholia* L), ивы (*Salix* sp.) и тростника (*Phragmites australis* (Cav.) Trin. ex Steud). Данные обследований по нескольким площадкам (на «старом» и на «новом» участках зарослей) представлены на рисунках 1–4.

Биомасса отдельных видов растений различалась довольно существенно – от 90,0 г/м² у тростника в «новых» зарослях, до 1207,5 г/м² у рогоза Лаксмана – на «старом» участке. При этом, только для тростника было отмечено значительное отличие «старых» и «новых» участков зарослей. Из этого можно сделать заключение, что тростник весьма медленно распространяется в новые местообитания. В то же время, ива, рогоз узколистный, рогоз Лаксмана, напротив, достаточно быстро освоили новые местообитания.



Фото 3. Заросли, сформировавшиеся за два сезона, октябрь 2016 г.

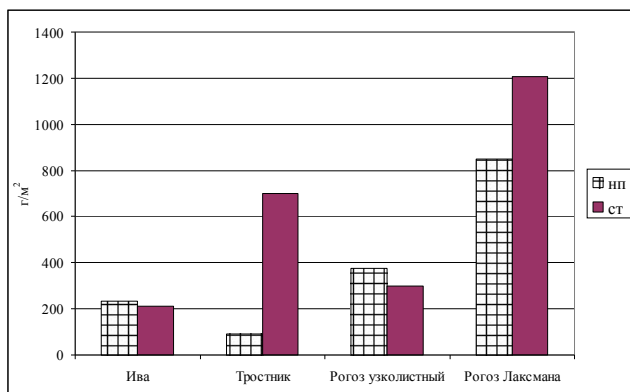


Рисунок 1. Біомаса окремих видів рослин на двох ділянках, г/м² (нп – «нове» поселення, ст – «староє» поселення)

Особенно виділяється рогоз Лаксмана, його біомаса в «новому» місцеобитанні була около 70% біомаси на «старому».

Етот вивод в цілому підтверджують і показателі численності рослин (рисунок 2). Якщо в старих зарослях кількість стебел в середньому було 43,0 екз/м², то в нових – всего 1,3 екз/м². В то же время, плотность рогоза Лаксмана была всего в 2 раза ниже в новых, чем в старых зарослях. Большая плотность зарослей рогоза узколистного на «старых» участках объясняется тем, что на «новых» было больше площадей, связанных с водой, более развитая береговая линия.

Что касается максимальной (в среднем по отдельным площадкам учета) высоты стеблей, то следует отметить, что по этому показателю растения разных участков были довольно близки (рисунок 3).

В целом, это можно заключить и по показателям средней массы одного растения. Они были довольно близкими у одноименных растений с разных участков (рисунок 4), исключение составила ива. Вероятно, в более разреженных зарослях и более увлажненных участках рост отдельных растений происходит более интенсивно.

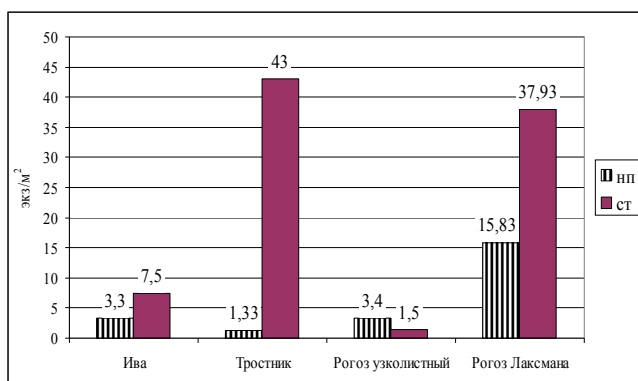


Рисунок 2. Плотность (численность) растений на двух участках, экз/м² (нп – «нове» поселення, ст – «староє» поселення)

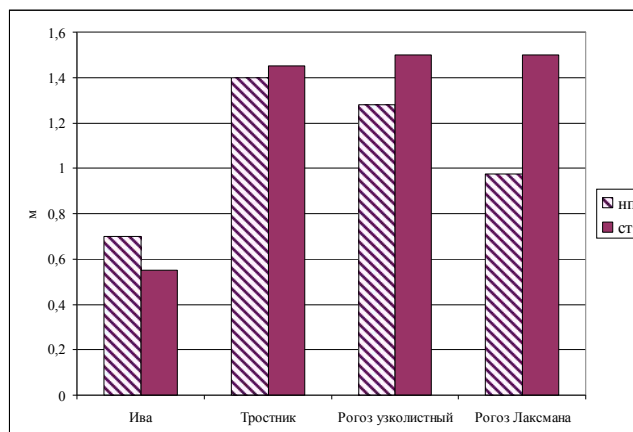


Рисунок 3. Средняя высота стеблей различных растений на двух участках, м (нп – «нове» поселення, ст – «староє» поселення)

Техноэкосистема ХАЭС, в частности, водоем-охладитель, изучается в течение многих лет [9], однако зарастание осушаемых мелководий в период снижения уровня воды до настоящего времени не рассматривалось с точки зрения экологической ситуации в техноэкосистеме. Вопрос этот требует дополнительных исследований. Однако, целесообразно обратить внимание на следующее.

Как видно из полученных данных, наиболее активным растением при заселении новых местообитаний при снижении уровня воды является рогоз Лаксмана. Этот вид ВВР был отмечен для техноэкосистемы как вид-вселенец, хотя он имеет уже довольно широкое распространение на увлажненных территориях в Евразии и Украине [11]. Особенностью его распространения и обитания является то, что он практически «не заходит в воду», то есть произрастает вблизи воды. Корневая система этого растения весьма мощная (фото 4). Поэтому этот вид растений можно рассматривать как перспективный для укрепления грунтов осушаемых зон.

Особенно большое значение это имеет при планировании и осуществлении мероприятий по закреплению осушаемых грунтов при спуске ВО, как это происходит на Чернобыльской АЭС.

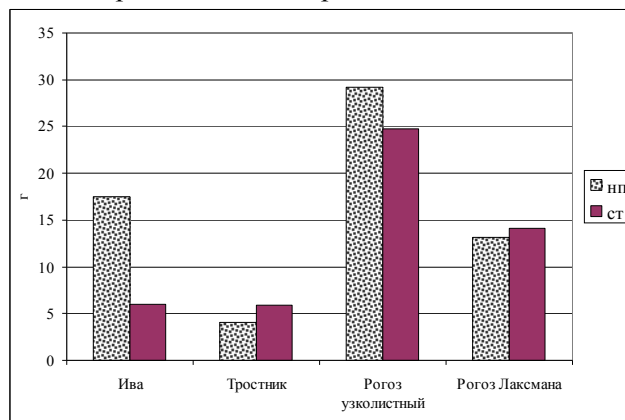


Рисунок 4. Средняя масса одного растения на двух участках, г (нп – «нове» поселення, ст – «староє» поселення)

Здесь растения могут играть двоякую роль: закреплять грунты, предотвращая эоловый перенос грунта, содержащего радионуклиды, и концентрировать их биологическим путем. Последнее может помочь удалению радионуклидов из загрязненных мест. С другой стороны (что важно для режима эксплуатации ВО ХАЭС), при переменном осушении и затоплении, отмирающие растения, их стебли, корневая система будут служить источником органических веществ при разложении. При этом будет происходить выделение фенолов. Эти заключения указывают на то, что переменный уровень режим может быть весьма неблагоприятным для функционирования техноэкосистемы.



Фото 4. Корневая система рогоза Лаксмана

Кроме того, способность ВВР накапливать загрязняющие вещества и способствовать очистке воды крайне важна для поддержания приемлемого качества воды в технических водных объектах техноэкосистем.

Как показали исследования, корневая система рогоза имеет высокую аккумуляционную способность относительно тяжелых металлов [13]. Концентрация металлов в корневой системе рогоза, который рос на берегах водоемов в золоотвалах электростанций, достигала: железа — 199,1 мг/кг растений, марганца — 159,5 мг/кг, меди — 3,4 мг/кг, цинка — 16,6 мг/кг [14]. Установлено, что камыш, тростник и рогоз способны интенсивно удалять из загрязненных вод азот. При средней концентрации аммония в сточных водах 24,7 мг/л, после очистки с использованием ВВР его концентрация составляла: для камыша — 1,4 мг/л, для тростника — 5,3 мг/л, для рогоза — 17,7 мг/л [12].

На этом, собственно, базируется общая конструкция биоплато.

Известно, что ВВР участвуют в процессе миграции радионуклидов в водоемах. Исследования показали, что удельная активность ^{137}Cs в корневищах рогоза узколистного в два раза превышала активность в надземных органах, что значительно больше, чем у других ВВР. Причем, значительная часть накопленного в растении ^{137}Cs при отмирании захоранивается в донных отложениях [6]. Вероятно, благодаря мощной корневой системе и рогоз Лаксмана также мог бы способствовать связыванию радионуклидов в грунтах при осушении участков дна водоема-охладителя Чернобыльской АЭС при его спуске.

Заключение и выводы

Исследования формирования растительности в водоеме-охладителе ХАЭС в условиях периодического снижения уровня показали, что осушаемые мелководья достаточно интенсивно зарастают высшими растениями. Из них наиболее интенсивно формировались заросли рогоза Лаксмана, вида, который все более широко распространяется в Евразии, хотя имеет, вероятно, южно-азиатское происхождение, имеет определенную приуроченность к водоемам со слабоминерализованной водой.

При необходимости закрепления осушаемых территорий этот вид может быть рекомендован в качестве зарослеформирующего растения как быстрорастущий и быстро образующий заросли на новых участках [5]. Кроме того, благодаря аккумуляционной способности, рогоз Лаксмана также может быть применен и для очистки воды от загрязняющих веществ и радионуклидов.

Что касается действующих водоемов-охладителей, то такие, в основном, прибрежно-водные виды растений, как рогоз Лаксмана не могут оказывать существенных биологических помех в их эксплуатации. Напротив, растения могут играть положительную роль в качестве фактора снижения абразии берегов. Однако, отмирающая фитомасса может оказывать негативное влияние на процессы формирования качества воды (в частности на уровень содержания фенолов), поэтому необходимы определенные мероприятия по ее изъятию.

Список использованной литературы

1. Дьяченко Т.Н. Загрязнение природных вод и возможность использования высших водных растений для улучшения их качества // Природ. альманах. Біол. науки. — 2006. — Вип. 8. — С. 55–63.
2. Дьяченко Т.Н. Макрофиты водоема-охладителя Хмельницкой АЭС // Гидробиол. журн. — 2008. — Т. 44, № 4. — С. 24–30.
3. Дьяченко Т.Н. Макрофиты в водоемах-охладителях атомных и тепловых электростанций Украины // Ядерна енергетика та довкілля. — 2013. — № 2. — С.

- 50–54.
4. Катанская В.М. Растительность водоемов-охладителей тепловых электростанций Советского Союза. – Л.: Наука, 1979. – 278 с.
 5. Пат. на винахід (корисна модель) u2017 01542. Спосіб укріплення берегів водойм / Протасов О.О., Цыбульський О.І.; власник патенту Інститут гідробіології НАН України. – № 126404 ; заявл. 20.02.2017. – Опубл. 26.06.2017, Бюл. № 12. – 7 с. : іл.
 6. Пришляк С.П., Беляев В.В., Волкова Е.Н. и др. Закономерности накопления ^{137}Cs в наземной и подземной фитомассе гелофитов // Гидробиол. журн. – 2015. – Т.15, № 4. – С. 74–80.
 7. Протасов А.А. Концептуальные модели контуризации в водных экосистемах // Гидробиол. журн. – 2013. – Т. 49, № 5. – С. 3–22.
 8. Романенко В.Д., Крот Ю.Г., Киризий Т.Я. и др. Природні і штучні біоплато. Фундаментальні та прикладні аспекти. – К.: Наук. думка, 2012. – 112 с.
 9. Техноэкосистема АЭС. Гидробиология, абиотические факторы, экологические оценки // Под ред. А.А.Протасова. – Киев: ИГБ НАНУ, 2011. – 234 с.
 10. Шиманский Б.А. Высшая водная растительность в водохранилищах ТЭС, предотвращение развития и меры борьбы // Материалы Всесоюз. науч.-тех. совещ. – М.: Б.и., 1970. – С. 117–121.
 11. Электронный ресурс: <http://xn-80ahlydgb.xn-plai/grasses/rogoz>.
 12. Gersberg R.M., Elkins B.V., Lyon S.R., Goldman C.R. Role of Aquatic Plants in Wastewater Treatment by Artificial Wetlands // Water Res. – 1986. – Vol. 20, N 3. – P. 363–368.
 13. Philipenko E. The present state of the higher water vegetation of the Kuchurgan reservoir and its role in the accumulation and migration of the metals in the cooling pond of the Moldavian power station. In: Buletinul Academiei de științe a Moldovei. In: Științele vieții, 2016. № (239). – P.112-118.
 14. Samkaram Unni K., Philip S. Heavy metal uptake and accumulation by *Thypha angustifolia* from wetlands around thermal power station // Int. J. Ecol. Environ. Sci. – 1990. – Vol. 16, N 2/3. – P. 133–144.

Получено 15.02.2017

УДК 621.039.51

*Д.А. Стельмах, В.К. Кучинський, А.М. Платоненко, Л.Є. Шумилова**Державне спеціалізоване підприємство «Чорнобильська АЕС», м. Славутич, Київська обл., Україна*

ПЕРЕТВОРЕННЯ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ» НА ЕКОЛОГІЧНО БЕЗПЕЧНУ СИСТЕМУ З УРАХУВАННЯМ СТВОРЕННЯ ЗОНИ СПЕЦІАЛЬНОГО ПРОМИСЛОВОГО ВИКОРИСТАННЯ

Розглянуто особливості стратегії перетворення об'єкта «Укриття» (ОУ) на екологічно безпечну систему з урахуванням створення зони спеціального промислового використання. Наведені основні фактори, які визначають вибір кінцевого стану ОУ. Запропоновано варіант зняття з експлуатації ОУ - довгострокова ізоляція за технологією «Курган».

Ключові слова: об'єкт «Укриття», новий безпечний конфайнмент, паливовмісні матеріали, екологічно безпечна система, радіоактивні відходи, зона спеціального промислового використання, технологія «Курган».

Вступ. Напередодні 30 роковин аварії на енергоблоці № 4 Чорнобильської АЕС Указом Президента України від 13.04.2016 за №141/2016 були визначені заходи щодо забезпечення перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему та відродження територій, що зазнали радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи [1]. Одним з питань, порушених в цьому указі є встановлення на території зони відчуження зони спеціального промислового використання (ЗСПВ), яка довічно є непридатною для проживання, та визначення її меж.

Всього в результаті аварії було забруднено близько 2,6 тис. км² території. За минулий час було виконано першочергові заходи щодо зменшення наслідків аварії. Продовжуються виконуватися роботи щодо забезпечення прийнятного рівня безпеки (ядерної та радіаційної) для персоналу, населення і навколишнього середовища. Однак, все ще залишається відкритим питання усунення основного джерела радіологічних ризиків (небезпеки) - перетворення зруйнованого блоку в так звану екологічно безпечну систему (ЕБС).

Метою статі є аналіз того, як може вплинути створення зони спеціального промислового використання на визначення кінцевого стану перетворення ОУ.

Стратегія перетворення об'єкта «Укриття» в екологічно безпечну систему. На даний час об'єкт «Укриття» (ОУ) класифікується, як приповерхневе тимчасове сховище неорганізованих радіоактивних відходів (РАВ), яке знаходиться у стадії стабілізації та реконструкції [2]. Основними джерелами небезпеки ОУ є скупчення паливовмісних матеріалів (ПВМ), які виникли внаслідок запроектованої аварії в 1986 році, а також радіоактивний пил, який утворився впродовж аварії та за рахунок руйнування ПВМ. Наявність в ОУ близько 200 т урану, збагаченого ²³⁵U, повністю не виключає можливість виникнення локальних критичних мас. Тому, згідно зі стратегією перетворення ОУ в ЕБС, основним завданням після етапу стабілізації і

створення в якості додаткового бар'єру нового безпечного конфайнмента (НБК) буде вилучення паливовмісних матеріалів та високоактивних радіоактивних відходів (ВВВ) [3], після чого передбачається приступити до зняття з експлуатації об'єкта «Укриття».

Основна частина робіт етапу 1 (стабілізація стану існуючого об'єкту) та етапу 2 (створення додаткових захисних бар'єрів) стратегії перетворення ОУ на ЕБС передбачена в Плані здійснення заходів на об'єкті «Укриття» (ПЗУ). У 2017 році заплановано завершення найбільш значного завдання ПЗУ - введення в експлуатацію НБК. Далі, орієнтовно, через 30-50 років, згідно зі стратегією перетворення ОУ (якщо не буде запропоновано альтернативного способу забезпечення безпеки зберігання ПВМ в ОУ), планується почати вилучення ПВМ та ВВВ з подальшим приведенням їх у безпечний стан з проміжним зберіганням та захопленням у стабільних геологічних формаціях.

Кінцевий стан. Фактично, питання кінцевого стану перетворення ОУ залишається відкритим (носить характер відкладеного рішення) і допускає різні трактування:

«Екологічно безпечна система - екологічна підсистема (тобто складова частина природного кругообігу), стан якої виключає загрозу виникнення небезпеки для здоров'я людей і погіршення екологічних умов» [3].

Може скластися враження, що визначення ЕБС рівнозначне поняттю - «зелена галявина», яке використовується при знятті з експлуатації ядерних установок і є більш прийнятним суспільством:

«Зелена галявина (greenfield site) - це майданчик, повністю звільнений від регулюючого контролю, на якому всі будівлі і споруди демонтовані, а також не планується його подальше використання для промислових цілей»[4].

Однак, у визначенні ЕБС не йдеться про звільнення від регулюючого контролю та про зняття обмежень на повторне використання території. Таким чином, за аналогією зі зняттям з експлуата-

ції (ЗЕ), кінцевий стан перетворення ОУ на ЕБС може також потрапляти під визначення «бура пляма»:

«Бура пляма (brownfield) - це нерухоме майно, реконструкція, розширення або повторне використання якого може бути ускладнене через наявність або потенційну присутність небезпечних речовин або забруднення»[4].

Приклад, що підтверджує обґрунтованість даного підходу, – зняття з експлуатації блоків № 1, 2, 3 Чорнобильської АЕС (ЧАЕС), для яких кінцевий стан визначено як «бура пляма» [5]:

стан промайданчика ЧАЕС, на якому здійснені заходи по демонтажу систем та обладнання будівель та споруд, а будівельні конструкції, як джерела іонізуючого випромінювання, приведені до рівнів обмеженого звільнення від регулюючого контролю.

Радіаційно-гігієнічні критерії кінцевого стану промислового майданчика ЧАЕС при знятті з експлуатації [6] враховують, що рівень забруднення майданчика після робіт по ЗЕ буде порівнянний з рівнем забруднення навколишньої території - зони відчуження. Ці критерії не поширюються на об'єкт «Укриття», але, теоретично, можливість їх застосування може бути розглянута при знятті з експлуатації ОУ.

Фактори, що визначають кінцевий стан. Згідно зі стратегією [3] завершення перетворення ОУ на ЕБС після повного усунення ядерної небезпеки (видалення пошкодженого ядерного палива) буде здійснено в процесі зняття об'єкта з експлуатації відповідно до прийнятого проекту. На етапі зняття з експлуатації ОУ повинні бути усунені довгострокові ризики, тобто віддалені радіологічні наслідки аварії, пов'язані з радіоактивними матеріалами (РМ), які не були видалені.

До основних факторів, що визначають вибір кінцевого стану перетворення ОУ на ЕБС, можна віднести:

- надзвичайно велику кількість РАВ, які утворюються;
- відсутність апробованих технологій видалення ПВМ і джерел іонізуючого випромінювання (ДІВ) та інфраструктури поводження з ними;
- високі дозові навантаження на персонал при вилученні ПВМ та РАВ з ОУ і поводженні з ними;
- високу вартість робіт з вилучення та захоронення довгоіснуючих РАВ.

Та завершальний фактор визначення кінцевого стану перетворення ОУ на ЕБС – це відсутність технологій, які могли б надати впевненість, що всі ПВМ, а тим більше ДІВ, гарантовано будуть вилучені з ОУ. Саме з цієї причини в самій стратегії [3] і в НРБУ-97/Д-2000 [2] розглядається можливість перетворення ОУ в сховище захоронення РАВ (в тому числі й ПВМ) в разі неможливості їх вилу-

чення[7].

Довгострокова ізоляція РАВ на місці їх утворення. Найбільш ймовірно, що на завершальній стадії перетворення ОУ на ЕБС, коли буде усунута ядерна небезпека у вигляді ядерного палива, а також найбільших скупчень ПВМ та ВАР, об'єкт «Укриття» буде являти собою наступне (рис. 1):

- будівельні конструкції та елементи обладнання, забруднені довгоіснуючими радіонуклідами;
- скупчення ПВМ і низько- та середньоактивних (НСА) ДІВ у важкодоступних місцях (наприклад, залиті бетонними масами при ліквідації аварії);
- упаковки РАВ (крім ПВМ) та технологічні матеріали, які утворилися на попередніх етапах.

Наступним, найбільш актуальним питанням буде необхідність довгострокової ізоляції даних матеріалів на місці. Це може бути консервація об'єкта або захоронення його на місці, що в будь-якому випадку означає створення додаткових бар'єрів. Однією з найбільш доступних та апробованих є так звана технологія «Курган», коли об'єкт ізолюється на місці шляхом засипання інертними матеріалами [8]. При цьому будівля стає сховищем для твердих РАВ, в тому числі тих, що утворилися під час перетворення ОУ на ЕБС, а саме реалізуються наступні заходи:

- пакування з твердими РАВ та технологічні матеріали складаються в будівлі ОУ, що підлягає ізоляції;
- проводиться повна внутрішня засипка приміщень будівлі, що підлягає ізоляції, сухим піском;
- для найбільш небезпечних скупчень РАВ можуть бути застосовані додаткові заходи щодо іммобілізації (використання бетону, глини, бітуму, смол тощо);
- зовні будівля, що підлягає ізоляції, засипається глиною з утворенням кургану;
- на глину наноситься родючий шар ґрунту та проводиться озеленення кургану листяним низькорослим чагарником.

Історичний досвід свідчить, що кургани (рис. 2) є достатньо стійкими спорудами та зберігають свою форму протягом тисячоліть. Багатометровий шар інертних матеріалів гарантує надійний захист від іонізуючого випромінювання та несанкціонованого доступу до ізольованих конструкцій.

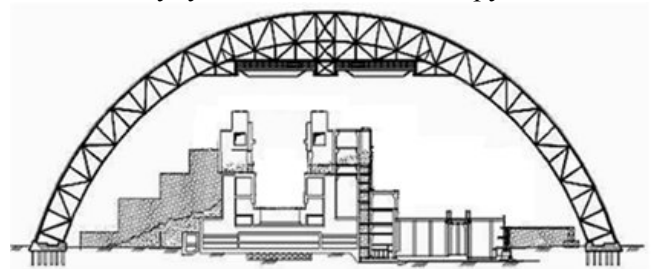


Рисунок 1. Стан ОУ після вилучення ПВМ та демонтажу нестабільних конструкцій

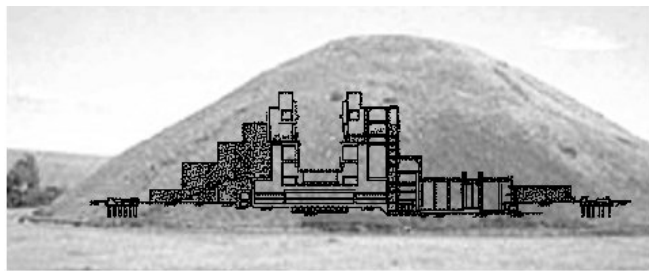


Рисунок 2. Ізоляція ОУ на місці за технологією «Курган»

Конструкції, розміщені всередині кургану, недоступні для ґрунтових вод, що вирішує проблему, характерну для підземних сховищ твердих РАВ.

Ще однією перевагою даної технології ізоляції є її оборотність. Якщо коли-небудь виникне потреба демонтувати і вивезти будівельні конструкції, обладнання та контейнери з твердими РАВ з даної території, то ніяких перешкод для цієї діяльності не виникне.

Критерії кінцевого стану з урахуванням створення зони спеціального промислового використання. При розгляді можливості погіршення екологічних умов необхідно окремо аналізувати вплив ОУ як ЕБС на екологічні умови, що склалися в зоні відчуження після аварії 1986 року, і окремо - на екологічні умови за її межами, так як критерії будуть різними.

На користь таких висновків говорить підготовка пропозицій щодо вдосконалення чинної нормативно-правової бази по створенню ЗСПВ (території зі щільністю забруднення ґрунту довгоіснуючими альфа-випромінюючими радіонуклідами ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu і ^{241}Am від $0,1 \text{ Ки/км}^2$ ($3,7 \text{ кБк/м}^2$) та вище, де розрахункова ефективна доза опромінення людини може перевищити 5 мЗв за рік) та здійснення на її території діяльності з поводження з РАВ, розвитку інфраструктури поводження з РМ в межах зони відчуження і зони безумовного (обов'язкового) відселення. Такі території визнаються непридатними для проживання населення в довготривалій перспективі, практично назавжди [9].

Нормами радіаційної безпеки України встановлені окремі категорії опромінюваних осіб, які в даному випадку можливо згрупувати у дві групи: персонал (категорія А та Б) та населення (категорія В) [2]. Виходячи з того, що зона відчуження забруднена довгоіснуючими радіонуклідами та значна частина її (10-кілометрова зона) непридатна для проживання населення в довготривалій перспективі (практично назавжди), то відносно ОУ поняття ЕБС можна розглядати з точки зору впливу на здоров'я персоналу категорії А та Б, що працює в зоні відчуження.

При перетворенні ОУ в ЕБС крім 55 тис. м^3 ПВМ та ВАВ очікується утворення понад 300 тис. м^3 низько- та середньо активних РАВ (без ураху-

вання РАВ, які знаходяться на території, прилеглій до ОУ, та які можуть скласти додатково 280 тис. м^3) [10]. З цих 300 тис. м^3 (металоконструкції, будівельні матеріали тощо) як мінімум одна третина (100 тис. м^3) може бути віднесена до НСА-ДІВ через рівень аварійного забруднення. Таким чином, близько 155 тис. м^3 ДІВ згідно з національним законодавством підлягають захороненню в стабільних геологічних формаціях [11].

Інститутом проблем безпеки АЕС НАН України (ІПБ АЕС) проводились дослідження щодо аналізу РАВ, вилучення яких з ОУ дозволить перетворити його на ЕБС. Було розраховано вміст урану в РАВ, при якому питома активність радіонуклідів, визначальних для екологічної безпеки РАВ ОУ, дорівнює критерію приймання до приповерхневого сховища комплексу виробництва «Вектор», розташованого в зоні відчуження. Границя розділу короткоіснуючих та довгоіснуючих РАВ відповідає сумарній питомій альфа-активності 140 Бк/г. Враховуючи особливий статус забрудненої території навколо ЧАЕС, запропоновано створення спеціального сховища та спеціальних умов для захоронення довгоіснуючих середньоактивних РАВ ОУ з вмістом урану від $3 \cdot 10^{-4}$ до 0,2 % [12].

Таким чином, ІПБ АЕС пропонує наступне:

тимчасовому зберіганню з подальшим захороненням у стабільних геологічних формаціях будуть підлягати тільки ВАВ з вмістом урану більше 0,2 %, у тому числі ПВМ (вміст урану більше 1 %.);

для довгоіснуючих середньоактивних РАВ створити сховище на зразок приповерхневого сховища комплексу виробництва «Вектор»;

інші відходи пропонується зберігати у приповерхневому сховищі короткоіснуючих РАВ, на яке має бути перетворено об'єкт «Укриття» (кінцевий стан).

Виходячи з наведеного технологія «Курган» може бути використана для перетворення ОУ на сховище короткоіснуючих РАВ, як пропонується ІПБ АЕС. До того ж довгострокова ізоляція РАВ ОУ за технологією «Курган» може бути розглянута, як альтернатива створенню нового сховища для захоронення довгоіснуючих середньоактивних РАВ за зразком приповерхневого сховища комплексу виробництва «Вектор».

Підвищення рівня фізичної безпеки радіоактивних матеріалів та установок у зоні відчуження (ЗВ). Довготривалий характер діяльності з перетворення ОУ на ЕБС створює певні ризики у вигляді збільшення ймовірності несанкціонованого доступу до цього об'єкту. Наявність на ОУ та інших об'єктах великої кількості РМ, а також пов'язана з ними інфраструктура можуть бути використані у зловмисних (зокрема, терористичних) цілях, що може спричинити важкі наслідки

для довкілля та здоров'я населення.

Враховуючи сучасний стан системи охорони, а також велику кількість повідомлень в засобах масової інформації про затримання значної кількості правопорушників на території ЗВ, всі дії для покращення ситуації навколо ЗВ та ОУ, в ідеалі, мали б бути спрямовані на створення єдиної системи контролю доступу. Виходячи з організації на території ЗВ зони спеціального промислового використання, виглядає доцільним створення такої системи контролю доступу саме на кордоні ЗСПВ, адже, зрозуміло, що саме в ЗСПВ буде зосереджена більшість потенційно привабливих для правопорушників матеріалів, установок та інших об'єктів.

З метою підвищення рівня фізичної безпеки радіоактивних матеріалів та ядерних установок Постановою Кабінету Міністрів України від 22 липня 2016 р. № 501-р було затверджено комплексний план заходів щодо реалізації положень Проектної загрози для ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання в Україні [13]. Відповідно до цього комплексного плану передбачені заходи щодо перегляду об'єктових проектних загроз радіаційно-небезпечних об'єктів та впровадження необхідних дій для дотримання встановленого рівня фізичного захисту.

Стосовно кінцевого стану ОУ як ЕБС з застосуванням технології «Курган» можливо зазначити наступне:

створення ЗСПВ дозволить залишити ОУ під постійним наглядом (контролем), що відповідає міжнародній практиці у таких випадках [9];

технологія «Курган» є прикладом використання досить ефективної системи пасивного захисту від фізичного втручання за рахунок інженерних бар'єрів, як свідчать історичні приклади (піраміди, скіфські кургани тощо).

Таким чином, можна стверджувати, що технологія «Курган» у поєднанні з режимом, який буде встановлено для ЗСПВ, можуть створити умови

для безпечного довгострокового зберігання РАВ ОУ.

Висновки

Питання визначення кінцевого стану перетворення ОУ на ЕБС залишається відкритим – відкладене рішення.

Відсутність чіткого уявлення про кінцевий стан ОУ перешкоджає роботам з уточнення стратегії з його перетворення на ЕБС, а також визначенню пріоритетних напрямів досліджень та розвитку необхідних технологій, тобто веде до перекладання відповідальності на наступні покоління.

З існуючих варіантів найбільш реалістичним кінцевим станом для ОУ уявляється «бура пляма».

Після усунення ядерної небезпеки (вилучення ядерного палива та ПВМ) об'єкт «Укриття» буде являти собою будівельні конструкції, забруднені довгоіснуючими радіонуклідами, з залишками важкодоступних ПВМ та ДІВ, вилучення яких неприйнятне через невинуватити дозові навантаження на персонал та фінансові витрати.

Решта конструкцій ОУ та РМ в ньому будуть підлягати тривалій ізоляції від навколишнього середовища – консервації або захороненню на місці (наприклад, за технологією «Курган»).

Необхідне вдосконалення нормативно-правової бази України для використання даної опції і розвиток відповідних технологій.

Оцінка впливу на навколишнє середовище, персонал та населення ізолюваного ОУ повинна здійснюватися з урахуванням особливостей ЗСПВ та забезпечення необхідного рівня фізичного захисту.

Необхідно переглянути існуючу систему фізичного захисту ОУ та ЗВ з урахуванням сучасних та вірогідних загроз та створити єдину систему контролю доступу на кордоні ЗСПВ.

Список використаної літератури

1. Указ Президента України від 13.04.2016 за №141/2016 «Про додаткові заходи щодо перетворення об'єкта "Укриття" на екологічно безпечну систему та відродження територій, що зазнали радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи» [Електронний ресурс]. — Режим доступу: <http://www.president.gov.ua/documents/1412016-19918>
2. Норми радіаційної безпеки України доповнення: Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ-97/Д-2000). [Електронний ресурс]. — Режим доступу: http://www.uazakon.com/documents/date_ck/pg_gbnoc/index.htm.
3. Стратегія перетворення об'єкта «Укриття»: Ухвалені рішення міжвідомчої комісії з комплексного вирішення проблем Чорнобильської АЕС. Протокол № 2 від 12.03.2001, 2001.- 18 с.
4. Redevelopment of Nuclear Facilities after Decommissioning. Technical reports series no. 444, IAEA, Vienna, 2006. — 203 p.
5. Концепція зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС / ГСП ЧАЕС. — Славутич, 2004. — 70 с. — Інв. № 35 від 02.09.2004.
6. Рівні обмеженого звільнення для майданчика ЧАЕС і матеріалів від регулюючого контролю (радіаційно-гігієнічні критерії кінцевого стану Промислового майданчика ЧАЕС при знятті з експлуатації) / К.,

2008. — 15 с. — Інв. № 06352/7.
7. Кінцевий стан перетворення об'єкта "Укриття" на екологічно безпечну систему/ Д.А. Стельмах, В.К. Кучинський, А.М. Платоненко // Проблеми чорнобильської зони відчуження. -2015. – Випуск 13-14. – С. 38-44.
 8. Курганная технология изоляции выведенных из эксплуатации АЭС/ С.В. Коровкин, Е.В. Тутунина // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. — 2012. — № 3. С. 83-85.
 9. Звіт про науково-дослідну роботу: Нормативно-правові та інституційні засади удосконалення державної політики щодо зняття з експлуатації ЧАЕС і перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему (заклучний)// Національний інститут стратегічних досліджень; керівник О. Насвіт; виконавці О. Насвіт, О. Суходоля, С. Кондратов, С. Іванюта, А. Сологуб, Д. Бобро, Ю. Скалецький, В. Демчук. — К., 2015. - 121 с. -№ держреєстрації 0115U004119.
 10. Концепція поводження з радіоактивними відходами на об'єкті «Укриття»: Затверджено рішенням урядової комісії з питань комплексного вирішення проблем Чорнобильської АЕС. Протокол № 10 від 15.10.1999. Київ, 1999, 56 с.
 11. Закон України «Про поводження з радіоактивними відходами» від 30.06.1995 № 255/95-ВР. [Електронний ресурс]. — Режим доступу: <http://zakon3.rada.gov.ua/laws/show/255/95-вр>.
 12. Критерії щодо перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему/ В.Г. Батій, В.В. Єгоров, В.М. Рудько, В.М.Щербін// Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2015. — Випуск 24. С. 85-91.
 13. Постанова Кабінету Міністрів України від 22 липня 2016 р. за № 501-р "Про затвердження комплексного плану заходів щодо реалізації положень Проектної загрози для ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання в Україні" [Електронний ресурс]. — Режим доступу: <http://zakon3.rada.gov.ua/laws/show/501-2016-р#n10>.

Отримано 17.08.2017

Реферати опублікованих статей / Summaries

УДК/UDC 539.4

Е. В. Бахтіна, В. А. Куров, В. О. Посох

Вибір методики визначення параметрів циклічного навантаження у розрахунках накопиченого та прогнозованого пошкодження елементів обладнання АЕС

У статті розглянуто підходи щодо формування розрахункової послідовності режимів при аналізі циклічної міцності елементів обладнання АЕС. В даний час визначення накопиченого і прогнозованого втомного пошкодження проводиться відповідно до нормативного документа «ПНАЕ Г-7-002-86 Норми розрахунку на міцність обладнання і трубопроводів атомних енергетичних установок», положення якого в даному питанні неоднозначні і дають можливість варіювати параметрами навантаження в залежності від вихідних даних задачі. Показано, що застосування сучасних програмних продуктів дозволяє проводити розрахунки з більшою точністю з застосуванням декількох методик, отримуючи при цьому результат найбільш близький до реальному стану елементів конструкцій.

K. Bakhtina, V. Posokh, V. Kurov

Choice of a method for determining the cyclic loading parameters for calculating the accumulated and predicted damage of NPP equipment elements

This article considers approaches to formation of computational sequence of load modes at calculation of cyclic strength. By now, determination of the accumulated and forecasted fatigue damage is conducted according to PNAE G-7-002-86, Rules for Arrangement and Safe Operation of Equipment and Piping of Nuclear Power, which provisions on the issue are ambiguous and give the room for variation of parameters of loads depending on input data of the problem. Contemporary computer codes provide more accurate solutions by application of several different techniques, with the results close to the conditions of real construction parts.

УДК/UDC 621.039

В.И. Борисенко, В.В. Горанчук, Ю.Ф. Пионтовский

Определение консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения ОТВС ВВЭР-440

Данная статья содержит процедуру и результаты выбора консервативных допущений, принятых для обоснования ядерной безопасности технологических операций по хранению отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) ВВЭР-440 в централизованном хранилище ОЯТ (ЦХОЯТ). Максимальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эф}$ для систем хранения ОЯТ должно быть ниже 0,95. Показано, что данное требование выполняется при нормальных условиях эксплуатации, при нарушениях нормальных условий эксплуатации и при проектных авариях. Представлено описание расчетных моделей системы хранения отработавших ТВС, построенных с использованием кодов SCALE и MCNP, а также результаты расчета и их анализ по выбору наиболее консервативных условий размножения, которые дают наибольшее значение $K_{эф}$.

V. Borysenko, V. Goranchuk, Yu. Piontkovsky

Choice of conservative assumptions in justification of nuclear safety of VVER 440 SFA storage systems

The article contains the results of choice of conservative assumptions made to justify the nuclear safety of the storage operations with the VVER 440 Spent Nuclear Fuel (SNF) in Central Spent Fuel Storage Facility (CSFCF). Maximum value of the effective multiplication factor K_{ef} in SNF storage systems must be below limit 0,95. This article shows whether this requirement is satisfied under normal conditions, disturbance of normal conditions and design accident. The article presents the description of computational model of the Spent Fuel Assemblies (SFA) storage system in SCALE and MCNP codes as well as the results of calculations and it's analysis on the choice of the most conservative conditions of neutron multiplication, leading to the maximum value of K_{ef} .

УДК/UDC 621.039.586

С.В. Барбашев

Ризик - орієнтований підхід до оцінки наслідків за межами майданчика АЕС при важких аваріях на енергоблоці

Показано, що метод імовірнісного аналізу безпеки третього рівня, який можна трактувати як інтегрований ймовірностно-детермінований ризик-орієнтований підхід до аналізу процесів, що відбуваються на АЕС і в навколишньому середовищі при важкій аварії, може допомогти вирішити завдання з превентивної готовності до аварійного реагування, у т.ч. рекомендувати необхідні контрзаходи. У статті пропонуються загальні прийоми і способи послідовної реалізації методу. Як приклад практичної реалізації ризик-орієнтованого підходу до оцінки ступеня можливого впливу радіаційної аварії на

S. Barbashev

Risk - based approach to the assessment of the effects at the nuclear power plant offsite in severe accidents at NPP unit

It is shown that the method of probabilistic analysis of the third level safety that can be interpreted as an integrated probabilistic and deterministic risk-based approach to the analysis of the processes occurring at NPPs and in the environment under severe accident, can help to solve the problem for preventive preparedness for emergency response and also to recommend necessary countermeasures. The article offers the general methods and techniques of consistent implementation of the method. As an example of the implementation of a risk-based approach to assessing the possible impact of radiation accident on human health, on the

здоров'я населення і стан навколишнього середовища та вибору контрзаходів, розглянуто гіпотетичний випадок важкої аварії на першому блоці Запорізької АЕС за сценарієм «Повне знеструмлення з нелокалізацією гермооболонки».

УДК/UDC 620.92

Ю.В.Хомич

Концептуальная модель экспертной системы поддержки принятия решения оператором при ранней диагностике малых течей

Анализ специфики течей-невидимок показал необходимость создания комплекса средств для ранней диагностики нарушения. Ранее автором проводился анализ изменения характерных теплогидравлических параметров при возникновении малых течей. По результатам этих исследований можно создать экспертную систему информационной поддержки принятия решения оператором при нарушении нормальной эксплуатации.

УДК/UDC 621.039

П. М. Кузнецов, А. Ю. Тихомиров, Н.О. Кустова

Комплексна оцінка ведення і підтримки водно-хімічного режиму другого контуру енергоблоків № 1-4 Рівненської АЕС з корекційною обробкою етаноламіном

Проведено аналіз результатів експлуатації етаноламінового водно-хімічного режиму (ВХР) другого контуру на енергоблоках № 1-4 Рівненської АЕС. Виконані систематизація та узагальнення даних контролю при дослідній та промисловій експлуатації етаноламінового ВХР (2006-2016 рр.), оцінка стану парогенераторів. Представлена оцінка впливу етаноламінового ВХР на експлуатацію систем конденсатоочищення – фільтрів змішаної дії блочної знесолювальної установки і систем очищення продуктивної води парогенераторів СВО-5.

УДК/UDC 621.039.75

О.Д.Михальчук, Ю.О.Шибетський

Попередня модель розповсюдження тепла в системі бар'єрів геологічного сховища

Побудовано спрощену одновимірну модель розповсюдження тепла в системі геологічного захоронення радіоактивних відходів. Модель об'єднує: металічний контейнер з теплогенеруючими відходами, бентонітовий буфер і породи ближньої зони сховища. Виконано аналіз розподілу температури в компонентах системи захоронення залежно від теплофізичних властивостей компонентів моделі. Показано, що для проектування системи захоронення найбільше значення має загальна теплова потужність контейнера. Важливим параметром є також оптимальна товщина шару бентонітового буфера. Теплофізичні властивості матеріалу контейнера практично не впливають на розподіл температури вздовж профілю моделі.

УДК/UDC 502.5 + 614.7: 049: 621.311.25

Г.Д. Коваленко, В.І. Вілько, Г.В. Хабарова, В.В. Карташов, Г.В. Гутков, В.В. Левенець

Оцінювання екологічного ризику викидів летючої золи та її складових Зміївської ТЕС з урахуванням фракційного складу

Досліджені викиди летючої золи та її складових в атмосферне повітря з урахуванням фракційного і хімічного

environment and the choice of countermeasures, we considered the case of a severe accident on the first unit of the Zaporizhzhya NPP under the scenario "blackout with nonlocalization of containment".

Yu. Khomych

Conceptual model of the operator decision-making support system for early diagnostics of small leaks

Analyses of the invisible leak's specificity revealed a need for an establishment a set of tools for early diagnosis of small leaks. Earlier, the author analyzed the changes of typical thermal-hydraulic parameters at occurrence of small leaks. By using the results of this research is possible to create an expert system for informational decision support for operator in case of the normal exploitation violation.

P. Kuznetsov, A. Tihomirov, N. Kustova

Complex evaluation of the management and maintenance of water chemical modes in second circuit of Rovno NPP units no. 1-4 with ethanolamine correction treatment

The article analyses the results of the application of the water chemical modes (WMD) with ethanolamine treatment in second circuit of Rovno NPP units No.1-4. There is presented systematization and summary of observation data collected during expirimental and industrial operation of WMD with ethanolamine treatment (2006-2016 yy), evaluation of the steamgenerators state. It is shown evaluation of the influence of WMD with ethanolamine treatment on the operation of the condensate cleaning systems such as mixed-action filters of a unit desalination installation and purge water purification systems for steam generators SVO-5.

O. Mykhalchuk, Iu. Shybetskyi

Preliminary model of the heat distribution through geological repository barriers

A simplified one-dimensional model of heat distribution in the geological disposal of radioactive waste was developed. The model consists of: a metal container with a heat-generating waste, bentonite buffer and host rocks of the repository. The analysis of the temperature distribution in the components of the disposal system was carried out depending on the changes of thermal properties of the components. It is shown that for the design of the disposal system the most important parameter is the total heat output of the container. An important parameter is also the optimum thickness of the bentonite buffer. Thermal properties of the container material have little impact on the temperature distribution along the profile of the model.

G. Kovalenko, V. Vitko, H. Khabarova, V. Kartashov, G. Gutkov, V. Levenets

Evaluation of ecological risk to emissions of the fly ash and its components to Zmiivska thermal power plant based on the fractional composition

The emissions of fly ash and its components based on size distribution and chemical composition in the atmosphere

складів при спалюванні кам'яного вугілля на Зміївській теплової електростанції (ТЕС) України. Проведені розрахунки розсіювання викидів летючої золи і її складових та оцінені величини екологічного ризику. Визначені внески всіх складових летючої золи в формування екологічного ризику для населення при нормальних умовах експлуатації Зміївської ТЕС.

УДК/UDC 621.039

Мазуренко А.С., Скалозубов В.И., Пирковский Д.С., Чулкин О.А., Чжоу Хуіюй

Аналіз застосовності результатів експериментальних досліджень гідродинаміки до насосної системи теплових і ядерних енергоустановок

У статті представлений аналіз відомих розрахункових і експериментальних досліджень в напрямку підвищення надійності насосних систем теплових і ядерних енергетичних установок. Визначено критерії та умови гідродинамічної подоби експериментальних стендів і реальних насосних систем теплових і ядерних енергетичних установок. На основі отриманих в роботі критеріїв подоби гідродинамічних процесів встановлено, що умови окремих експериментальних стендів не відповідають умовам реальних насосних систем теплових і ядерних енергетичних установок.

УДК/UDC 574.58+574.56

О.О. Протасов, А.А. Силаєва, Т.М. Новосолова, Ю.Ф. Громова, Т.І. Степанова

Гідробіологічний режим техногенної водойми в зоні, прилеглий до Хмельницької АЕС

Розглянуто результати гідробіологічного обстеження техногенного водного об'єкту на території, прилеглий до майданчика Хмельницької АЕС.

УДК/UDC 581.526.3(621.311.22)(477)

О.О. Протасов, О.І. Цибульський

Особливості формування водної та околководної рослинності у водоймі-охолоджувачі Хмельницької АЕС в умовах нестабільного режиму рівня води

Розглянуто результати дослідження заростання ділянок, осушених внаслідок зниження рівня води у водоймі-охолоджувачі Хмельницької АЕС. Показано, що деякі рослини, зокрема, рогіз Лаксмана досить інтенсивно формують зарості. Наводяться рекомендації з укріплення ґрунтів при осушенні водойм і реабілітації їх після радіонуклідного забруднення.

УДК/UDC 621.039.51

Д.А. Стельмах, В.К. Кучинский, А.М. Платоненко, Л.Е. Шумилова

Преобразование объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему с учетом создания зоны специального промышленного использования

Рассмотрены особенности стратегии преобразования объекта «Укрытие» (ОУ) в экологически безопасную систему с учетом создания зоны специального промышленного использования. Приведены основные факторы, определяющие выбор конечного состояния ОУ. Предложен вариант снятия с эксплуатации ОУ - долгосрочная изоляция по технологии «Курган».

from the combustion of coal to Zmiivska thermal power plant (TPPs) of Ukraine are investigated. The dispersion of fly ash emissions and its components is calculated and the value of ecological risk is estimated. The contribution of all components of fly ash in the formation to ecological risk to the public during normal operation of Zmiivska TPP is identified.

A. Mazurenko, V. Skalozubov, D. Pirkovsky, O. Chulkin, Zhou Huiyuy

Analysis of applicability of the results of experimental researches of hydrodynamics to pump systems of thermal and nuclear energy installations

The article presents an analysis of known computational and experimental studies in the direction of increasing the reliability of pumping systems of thermal and nuclear power plants. Criteria and conditions of hydrodynamic similarity of experimental stands and real pumping systems of thermal and nuclear power plants are determined. Based on the similarity criteria of hydrodynamic processes obtained in the work, it is established that the conditions of individual experimental stands do not correspond to the conditions of real pumping systems of thermal and nuclear power plants.

A. Protasov, A. Syliaeva, T. Novoselova, Yu. Gromova, T. Stepanova

Hydrobiological regime of technogenic pond in the zone that is adjacent to Khmelnytsky NPP

The results of hydrobiological research of a technogenic water body on the territory that is adjacent to the Khmelnytsky NPP site were considered.

A. Protasov, A. Tsybulskyi

The processes of formation of water and wetland vegetation in the cooling pond of Khmelnytska NPP under unstable water level regime

The results of study of the overgrown areas, drained in result of lowering the water level in the cooling pond of Khmelnytska NPP are discussed. It has been shown that some plants, such as *Tipha laxmannii* quite intensively forms thickets. The recommendations to strengthen the soil with drainage basins and their rehabilitation after radionuclide contamination are proposed.

D. Stelmakh, V. Kuchinskiy, A. Platonenko, L. Shumilova

The Shelter object transformation into an ecologically safe system with the creation of a special industrial use area

The document reviews the aspects of the strategy for Shelter object transformation into an environmentally safe system, taking into account the creation of a special industrial use area. It sets out the main factors determining the selection of the final state of the Shelter. It proposes a long-term isolation of the Shelter according to the Mound technology.

ПРАВИЛА ДЛЯ АВТОРІВ

1. Рукопис статті українською, російською або англійською мовами подається до журналу у вигляді твердої копії з підписами всіх авторів на останній сторінці, а також електронної версії (на електронному носії або електронною поштою).
2. Послідовність оформлення: ініціали та прізвища авторів; назва статті; назви організацій, де виконувалась робота; анотація, ключові слова; текст статті, літературні посилання. Стаття має містити УДК. Крім того, на окремій сторінці надається така інформація: ініціали та прізвища авторів, назва статті, назви організацій, анотація та ключові слова англійською, українською та російською мовами; телефони та адреси електронної пошти авторів. Додатково до тексту статті (окремо від тексту — окремим файлом) подаються ілюстративні та графічні матеріали.
3. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 18 сторінок формату А4. На одній сторінці може бути не більше як 30 рядків та до 60 знаків (з урахуванням розділових знаків і проміжків між словами) у кожному рядку. Розмір шрифту підготовленого на комп'ютері матеріалу — 14; міжрядковий інтервал — 1,5; розміри полів (мм): зліва — 30, справа — 10, зверху — 20, знизу — 25.
4. Текст набирається шрифтом TimesNewRoman у редакторі Microsoft Word. Графічний матеріал (у режимі “чорно-білий” або “відтінки сірого”) подається у форматі EPS, TIFF або JPG-файлів з густиною точок на дюйм 300—600 dpi. Ілюстративні матеріали, що були створені за допомогою панелі WordArt редактора Microsoft Word, подаються окремо у форматі DOC-файлів.
5. Статті, які є результатами робіт, проведених в організаціях, повинні мати супровідний документ від цих організацій.
6. Разом зі статтею до редакції журналу має бути поданий документ про можливість відкритої публікації матеріалів.
7. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки у разі їх розтлумачення при першому згадуванні в тексті.
8. Зміст наукових статей будується за загальноприйнятою структурою:
вступ — проблема, ціль, постановка задачі, її актуальність, аналітичний огляд останніх досліджень й публікацій з даної проблеми, опис головної ідеї даної публікації;
викладення основного змісту проведеного дослідження — головна частина статті, де висвітлюються основні положення дослідження, програма і методика експерименту, отримані результати та їх обґрунтування, виявлені закономірності, аналіз результатів;
висновки — основні підсумки, рекомендації, значення для теорії й практики, перспективи подальших досліджень;
список використаної літератури — перелік літературних джерел, на які є посилання в тексті статті: вказати авторів та назву твору, місце публікації (для книжки — місто та видавництво, для статті — назву збірника чи журналу, його номер та / або випуск), рік публікації, загальну кількість сторінок для книжки або сторінки, на яких надруковано статтю.
9. Виплата авторського гонорару не передбачається.
10. Матеріали, що надійшли до редакції, авторам не повертаються.

ДЛЯ НОТАТОК