

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

№ 2 (8), 2016

Виходить 1—4 рази на рік

Заснований у травні 2012 року

Київ — 2016

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, IT-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 (Українське ядерне товариство)

Бондарьков М. Д., канд. фіз.-мат. 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” (№ 8 від 07.11.2016)

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

Оборский Ю.А., Куров В.А., Посох В.О. Методические подходы к оценке циклической прочности трубопроводов и оборудования энергоблоков АЭС с помощью программного комплекса APM Structure 3d.....	4
Власенко Н.И., Годун О.В., Кирьянчук В.Н., Пышная Д.В. Анализ обновленных сценариев развития атомной энергетики Украины до 2100 года.....	15
Хомич Ю.В. Визначення трендів характерних теплогідравлічних параметрів для ранньої діагностики малих теч першого контуру, що компенсуються	23
Карташев В.В. Трансграничное воздействие на территорию Российской Федерации максимальной проектной аварии на Запорожской АЭС Украины	29
Скорбун А.Д., Стадник С.М., Котеленець В.Г., Салов Д. В. Застосування теорії гіпервипадкових явищ та кореляційного аналізу для шумової діагностики реакторного обладнання.....	34
Бержанский С.В. Система оперативного управления безопасностью АЭС: шкала оценки и зоны управления.....	39
Ольховик Ю.О. Щодо технологічного забезпечення вітрифікації лавових паливовміщуючих мас об'єкту Укриття	50
Бондарь Ю.В. Синтез волокнистых полимерных и нанокomпозитных сорбентов для реабилитации окружающей среды	55
Ольховик Ю.О., Федоренко Ю.Г., Розко А.М. Щодо захоронення солевих радіоактивних відходів АЕС в Чорнобильській зоні відчуження.....	60
Королев А. В., Комарова-Ракова Я.О. Исследования возможности получения «магнегаза» из водно-угольной смеси.....	64
Скалозубов В.И., Васильченко С.В., Перковский Д.С., Клевцов С.В. Обобщенный метод оптимизации периодичности испытаний и планового ремонта систем безопасности атомных электростанций.....	66
Кравець В. П., Кустов К. В. Вдосконалення процесу атестації систем неруйнівного контролю в ядерній енергетиці України шляхом впровадження сучасної світової практики і створення нового Атестаційного органу	69

CONTENTS

Oborskyi I., Kurov V., Posokh V. Approaches to the assessment of cyclic strength of NPPs pipelines and equipment by program complex APM Structure 3d	4
Vlasenko N., Godun O., Kyrianchuk V., Pyshna D. Analysis of updated scenarios of nuclear energy development of Ukraine up to 2100.....	15
Khomych Yu. Identifying trends of typical thermal-hydraulic parameters for early diagnostic of compensable small leaks	23
Kartashov V. Transboundary impact on the territory of Russian Federation at maximum design basis accident at Zaporizhzhya NPP in Ukraine	29
Skorbun A., Stadnyk S., Kotelenets V., Salov D. Use of the theory of hyper-random phenomena and correlation analysis for noise diagnostics of reactor equipment	34
Berzhanskiy S. System of NPP operational safety management: estimation scale and zones of management	39
Olhovyk Yu. On the technological conditions of lava fuel-containing masses vitrification of the object Shelter... ..	50
Bondar Yu. Synthesis of fibrous polymer and nanocomposite sorbents for environmental protection	55
Olkhovyk Y., Fedorenko Y., Rozko A. About disposal of NPPs salt radioactive wastes in Chernobyl exclusive zone.....	60
Korolev O., Komarova-Rakova Y. Researches of a Possibility of Receiving "Magnegas" From Water-Coal Mix.....	64
Skalozubov V., Vasilchenko S., Perkovsky D., Klevtsov S. Generalized method of optimization of periodicity of tests and scheduled repair for safety systems of nuclear power plants	66
Kravets V., Kustov K. Improvement of the qualification process of NDT systems in Ukrainian nuclear power by implementing contemporary international practice and establishment of a new Qualification Body	69

УДК 539.4

*Ю. А. Оборский, В. А. Куров, В. О. Посох**ГП "Государственный научно-инженерный центр систем контроля и аварийного реагирования", г. Киев***МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ К ОЦЕНКЕ ЦИКЛИЧЕСКОЙ ПРОЧНОСТИ ТРУБОПРОВОДОВ И ОБОРУДОВАНИЯ ЭНЕРГООБЛОКОВ АЭС С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА APM STRUCTURE 3D**

В статье рассмотрены методические подходы к проведению комплекса работ по оценке циклической прочности оборудования и трубопроводов с использованием современного программного средства автоматизированного расчета и проектирования APM Structure 3D. Работы по данному направлению выполняются с целью переназначения допустимого количества регламентируемых циклов нагружения, которые могут быть исчерпаны при сверхпроектном сроке эксплуатации АЭС. Рассматривается последовательность и методология выполнения работ по определению и прогнозированию накопленного усталостного повреждения конструкций в соответствии с современными методиками и требованиями нормативной документации. Показаны основные возможности программного комплекса по решению задач оценки циклической прочности. Приводится анализ результатов расчетов, получаемых методом конечных элементов, в сравнении с аналитическим решением задачи. Обосновано применение современных расчетных кодов для решения трудоемких задач и увеличения точности получаемых расчетных параметров.

Ключевые слова: оборудование и трубопроводы АЭС, расчет циклической прочности, накопленное усталостное повреждение, APM Structure 3D.

Введение. Безопасность эксплуатации ядерных энергетических реакторов и уменьшение риска возникновения аварийных ситуаций является одной из ключевых задач современной ядерной энергетики. Этими вопросами особенно часто стали задаваться в последнее время, после недавней тяжелой аварии на АЭС «Фукусима-Даичи», после которой по всему миру, в том числе и в Украине, было проведено значительное количество исследований и мероприятий по повышению безопасности. Для энергоблоков Украины, в особенности тех, проектный срок эксплуатации которых подходит к концу, данные вопросы являются особенно актуальными, в связи с необходимостью продления сроков их эксплуатации.

Одним из важнейших условий для подтверждения безопасной работы энергоблоков в сверхпроектный период является переоценка прочности оборудования и трубопроводов систем важных для безопасности, в частности оценка накопленной усталостной повреждаемости под воздействием возникающих во время эксплуатации, циклических нагрузок. В настоящее время наиболее эффективным приближенным методом решения подобных задач является метод конечных элементов, лежащий в основе программного комплекса APM Structure 3D, который был верифицирован и допущен для применения при оценке безопасности на АЭС Украины. Данный расчетный код позволяет эффективно решать задачи оценки напряженно-деформированного состояния (НДС) конструкций любой сложности. В этой статье рассматривается подход к проведению комплекса работ по оценке циклической прочности с исполь-

зованием расчетного кода APM Structure 3D [7].

Состав и проведение работ по оценке циклической прочности. Работы по оценке циклической прочности и переназначению допустимого числа циклов нагружения выполняются в соответствии с требованиями методики МТ Т.0.08.155-14 [1], а так же ПНАЭ Г-7-002-86 [2].

Переназначение допустимого количества эксплуатационных циклов нагружения оборудования и трубопроводов необходимо выполнять в случае:

- исчерпания допустимого количества эксплуатационных циклов нагружения оборудования и трубопроводов энергоблока по любому из указанных в ТРБЭ [3] режимов или установленного в технической документации на соответствующие элементы (технические условия на оборудование, проекты трубопроводных систем и т.д.);
- исчерпания суммарного числа нарушений нормальной эксплуатации и/или суммарного числа аварийных ситуаций;
- при продлении срока эксплуатации энергоблоков АЭС.

Переназначение допустимого количества эксплуатационных циклов нагружения выполняется в несколько этапов, представленных на рисунке 1.

Установление перечня рассматриваемых режимов. Первым этапом при оценке циклической прочности является установление перечня эксплуатационных режимов, которые влияют на повреждаемость рассматриваемого оборудования и имеют ограничения по допустимому количеству циклов. Документом, который устанавливает требования к эксплуатационным режимам на АЭС, является ТРБЭ [3]. Данным документом регулиру-

ется номенклатура регистрируемых режимов, а также их допустимое количество на весь период эксплуатации энергоблока.

Перечень регламентируемых режимов включает в себя проектные режимы: нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и аварийные режимы. Для оптимизации количества расчетов проводится анализ эксплуатационных режимов, по результатам которого из перечня исключаются те режимы, протекание которых не влияет или влияет незначительно на рассматриваемое

оборудование. Также на данном этапе выбираются представительские (огибающие) режимы. Рассматриваемые эксплуатационные режимы заменяются представительскими режимами, которые имеют более жесткие параметры протекания. Данная процедура направлена на уменьшение количества проводимых расчетов, а также на увеличение степени их консервативности. Перечень регламентируемых режимов влияющих на циклическую прочность приведен в таблице 1.



НУЭ – нормальные условия эксплуатации; ГИ – гидравлические испытания; ННУЭ – нарушения нормальных условий эксплуатации; АС – аварийные ситуации

Рисунок 1. Блок-схема процедуры переназначения допустимого количества эксплуатационных циклов нагружения

Таблица 1. Регламентированные режимы эксплуатации энергоблока АЭС

№ п.п	Наименование режима	Регламентное кол-во циклов	Зарегистрированное кол-во циклов за 30 лет
1. Нормальные условия эксплуатации (НУЭ)			
1.1	Заполнение оборудования рабочей средой, уплотнение реактора	100	34
1.2	Раздельное гидроиспытание (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	1/1/-/1
1.8	Включение ГЦН ранее не работавшей петли	230 на насос	15/6/9/8
1.9	Отключение подогревателей высокого давления и последующее их включение	300	197/184
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)	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; ГЦН - главный циркуляционный насос; ПГ – парогенератор; ПК – предохранительный клапан; УПЗ – ускоренная предупредительная защита; Ду – условный диаметр.

Анализ истории эксплуатации и выполнение прогноза количества эксплуатационных циклов. Регистрация и контроль эксплуатационных циклов на АЭС проводится в соответствии с «Положением о контроле за циклами нагружения ЯППУ, ее элементов и тепловыделяющих сборок» [4]. Данный документ устанавливает порядок организации учета и анализа циклов нагружения на АЭС, определяет условия их протекания, а также источники информации для определения циклов нагружения. Основными источниками информации по учету циклов нагружения на АЭС являются:

- график несения нагрузки;
- графики пуска, останова и ремонта блока;
- отчеты о расследовании нарушений в работе АЭС;
- оперативные журналы блочного щита управления;
- распечатки архива информационно вычислительных систем.

Бланки учета циклов нагружения ядерной паропроизводительной установки (ЯППУ) и ее элементов оформляются ежемесячно и содержат:

- таблицу контролируемых циклов нагружения оборудования ЯППУ и ее элементов;
- таблицу контролируемых циклов нагружения тепловыделяющих сборок;
- графики параметров технологического процесса;
- краткое описание переходного процесса и циклов нагружения, произошедших за месяц.

В таблицах указывается регламентированное количество циклов за проектный срок службы, фактическое количество, накопленное с начала эксплуатации и количество циклов, накопленное за данный месяц. Примеры графиков параметров технологического процесса и бланка учета циклов нагружения приведены на рисунках 2 и 3.

На основании анализа истории эксплуатации определяется номенклатура режимов, для которых регламентированное их количество может быть исчерпано при эксплуатации энергоблока, а также выполняется прогноз количества циклов на период сверхпроектной эксплуатации энергоблоков. Для создания консервативного прогноза появления режимов принимался следующий подход:

- для режимов, у которых отсутствует возможность превышения регламентированного количества, сохранить регламентированное количество режимов, т.е. не увеличивать при продлении срока эксплуатации;
- для режимов, где из тренда исчерпания режимов видна возможность превышения регламентированного количества в течение сверхпроектной эксплуатации, создать прогноз на основании

п. 5.2.2 [1]. Этот прогноз основан на линейной экстраполяции совокупного количества прошедших режимов за весь прошедший период эксплуатации. Так как для большинства режимов количество их появления в начале эксплуатации было гораздо выше, чем в последующих годах, этот прогноз является достаточно консервативным;

- для режимов ННЭ и АС регламентируется как число отдельных режимов, так и суммарное число (которое меньше суммы числа регламентированного количества отдельных режимов). Применение всех прогнозируемых режимов ННЭ и АС по количеству циклов было бы излишне консервативным. Поэтому прогноз режимов необходимо выполнить таким образом, чтобы их суммарное количество на последующий период эксплуатации соответствовало суммарному числу режимов, т.е. 300 для режимов типа ННЭ и 30 для режимов типа АС.

После выполнения анализа истории эксплуатации и определения прогнозного количества режимов создается последовательность протекания режимов за прошедший и прогнозируемый период эксплуатации энергоблока. Протекание эксплуатационных режимов разбивается на блоки нагружения с последовательностями режимов по кампаниям от ППР до ПРР. Пример получаемых блоков нагружения приведен на рисунке 4.

Разработка перечня оборудования и трубопроводов для переназначения допустимого количества циклов. Для выполнения работ должен быть сформирован перечень оборудования и трубопроводов энергоблока для переназначения допустимого количества эксплуатационных циклов.

В перечень включаются все оборудование и трубопроводы энергоблока групп А, В и С, входящие в системы, эксплуатация которых предусмотрена в режимах, имеющих ограничения по количеству эксплуатационных циклов. Также в перечень включаются все оборудование и трубопроводы, для которых возможно исчерпание допустимого количества эксплуатационных циклов нагружения, установленного в технической документации на соответствующие элементы (технические условия на оборудование, проекты трубопроводных систем и т.д.). Кроме того в перечень должны быть включены трубопроводы вспомогательных систем, непосредственно примыкающие к трубопроводам 1-го контура до первой запорной арматуры, повреждение которых может быть исходным событием аварии.

По каждой позиции оборудования и трубопроводов, включенных в перечень, указывается, для каких проектных эксплуатационных режимов существуют ограничения по допустимому количеству эксплуатационных циклов нагружения.

Учет циклов нагружения ЯППУ и ее элементов
Графики параметров технологического процесса и краткое описание циклов нагружения
за сентябрь 2014 г.

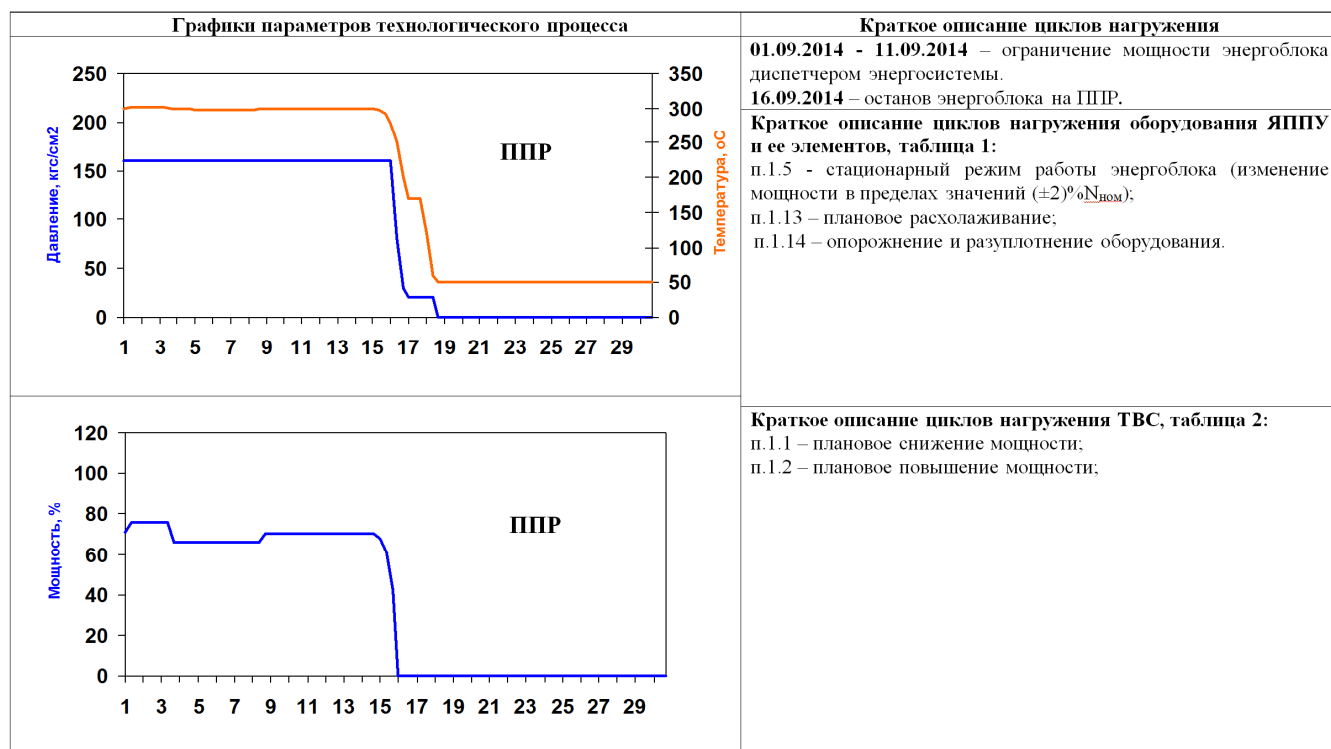


Рисунок 2. Графики параметров технологического процесса

Бланк учета циклов нагружения ЯППУ, ее элементов и тепловыделяющих сборок
за сентябрь 2014 г.

Таблица 1 **Перечень контролируемых циклов нагружения оборудования ЯППУ и ее элементов.**

	Нормальные условия эксплуатации																							
Номер цикла	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15									
За месяц	-/- ¹	-/- -/-	–	–	166	–	–	–	–	–	-/- -/-	-/- -/-	1	1/1 ¹	–									
С начала эксплуатации	32/- ¹	98/87 12/13 ²	98	–	88835	22/99	1/1 -/-	15/5 9/6	A-197 Б-184	506	339/329 327/331	16/16 14/15	97	32/- ¹	3									
Допустимое количество	100/60	110/100 20/30	110	п. 1.1-1.2 табл. 2	не регл.	150	200 на насос	230 на насос	300	не огр.	не огр.	50	106	100/60	8									
	Нарушение нормальной эксплуатации												Аварийные режимы и ситуации											
Номер цикла	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	2.8	2.9	2.10	2.11	2.12	2.13	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	3.6	3.7	3.8	3.9	3.10	3.11
За месяц	-/- -/-	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–
С начала эксплуатации	24/14 15/12	60	2	5	–	–	–	–	–	14	–	1	16	–	–	–	–	1/- -/- -/-	–	–	–	–	–	–
Допустимое количество	30	150	10	30	30	30	30	10	30	Σ55	30	4	150	15	1	3	8	8	5	4	4	4	1	не регл.

1 - количество уплотнений основного оборудования РУ: КД-11, ГЕ САОЗ-9, ГЦН1-9, ГЦН2-11, ГЦН3-9, ГЦН4-9, ПГ1-6, ПГ2-6, ПГ3-5, ПГ4-22. Количество разуплотнений основного оборудования РУ: КД-10, ГЕ САОЗ-8, ГЦН1-9, ГЦН2-10, ГЦН3-8, ГЦН4-8, ПГ1-6, ПГ2-6, ПГ3-5, ПГ4-22.

2 - Количество гидрониспытаний по второму контуру на прочность.

	ПГ-1	ПГ-2	ПГ-3	ПГ-4
Кол-во г/и на 110 кгс/см² ПГ по II контуру после замены (ПГ-1, 2, 3 в 2007 г, ПГ-4 в 1991 г):	3	5	4	13*
Кол-во г/и на 110 кгс/см² по II контуру паропроводов до БЗОК от ПГ-1, 2, 3, 4 раздельно:	2	6	4	3

* - количество циклов совпадает с количеством гидрониспытаний по второму контуру на прочность в связи с выполнением большого количества сварных работ с 1991 г по 2000 г.

Суммарное число режимов нарушения нормальной эксплуатации – 163 циклов. Суммарное число аварийных режимов – 1 цикл.

Таблица 2 **Перечень контролируемых циклов нагружения ТВС**

Номер цикла	Нормальные условия эксплуатации ТВС								ННУЭ ТВС		Аварийные режимы эксплуатации ТВС									
	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	2.1	2.2	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	3.6	3.7	3.8	3.9	3.10
За месяц	2	2	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–
С начала эксплуатации	27	24	–	–	1	-/- -/-	A-1 B-1	3	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–
Допустимое количество	не регл.	70	учитыв. в п.1.2		15	23	35	8	3	3	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1

Рисунок 3. Бланк учета циклов нагружения

№ кампании	Последовательность режимов											
	Прошедшая эксплуатация											
1	1.1. 1.2.d. 2.2.	1.10x13. 1.2.b. 1.3.	1.11.a x8. 1.2.a. 2.2.	1.11.b x4. 1.2.a. 1.3.	1.11.c x4. 1.2.c. 2.2.	1.11.d x3. 1.3. 1.13.	1.3. 1.2.a. 1.3.	2.2. 1.2.b. 1.13.	1.2.c. 1.2.c. 2.1.d.	1.2.d. 1.3. 3.5	1.2.a. 1.3. 1.14.	1.2.c. 1.3. 1.3.
2	1.1. 1.2.a. 1.2.c. 1.9.b. 1.6.	1.10x15. 1.2.c. 1.2.a. 1.8.c. 1.13.	1.11.a x6. 1.2.a. 1.2.c. 2.2. 1.2.a.	1.11.b x4. 1.2.c. 1.2.a. 1.13. 12.1.a.	1.11.c x3. 1.8.c. 1.2.c. 2.2. 1.6.	1.11.d x4. 1.2.c. 1.2.a. 2.2. 1.2.a.	2.2. 1.13. 1.3. 2.1.a. 2.2.	1.2.c. 1.2.a. 1.13. 1.12.d. 1.6.	1.2.a. 1.2.c. 1.2.a. 1.3. 2.1.b.	1.2.c. 1.2.a. 1.2.a. 1.3. 1.12.c.	1.2.a. 1.2.a. 1.3. 2.2. 1.14.	1.2.c. 1.2.a. 1.9.a. 1.2.a. 1.14.
3	1.1. 1.13. 2.1.c. 1.6. 1.13. 1.8.d. 2.1.a. 1.9.b. 2.2.	1.10x13. 1.2.c. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.b. 1.9.b. 2.2. 1.8.c.	1.11.a x8. 1.8.b. 1.13. 1.6. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.13.	1.11.b x8 1.2.c. 1.9.b. 2.1.a. 2.1.b. 1.9.b. 1.13. 2.1.a. 1.13.	1.11.c x6 1.8.d. 1.9.b. 2.1.b. 1.9.a. 1.9.b. 1.13. 2.1.a. 1.13.	1.11.d x8 1.2.c. 1.9.b. 1.2.c. 1.6. 1.9.a. 1.12.b. 1.9.a. 1.6.	1.2.c. 1.2.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.a. 1.9.b. 2.1.c. 1.9.a. 1.13.	1.2.a. 1.2.c. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.a. 1.13.	1.2.c. 1.2.c. 1.9.b. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.a. 2.2. 1.9.b.	1.8.a. 1.2.c. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.a. 2.2. 1.9.a.	1.2.c. 1.2.c. 1.9.b. 1.2.a. 2.1.a. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.a.	1.3. 1.2.c. 1.2.c. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b.
4	1.1. 1.2.c. 2.1.c. 2.1.c. 1.2.a. 1.9.a. 2.2. 1.8.c. 1.8.a.	1.10x20 1.3. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.b. 1.9.a. 1.12.b. 1.9.a. 1.12.a.	1.11.a x6 1.2.c. 1.9.b. 2.2. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.b. 1.9.a. 1.9.b.	1.11.b x8 1.2.c. 1.6. 2.1.c. 2.1.a. 2.1.b. 1.9.a. 1.9.b. 1.13.	1.11.c x8 1.2.c. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b. 2.2. 1.9.a. 1.9.a.	1.11.d x8 1.3. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.6. 1.6. 1.13.	1.2.c. 1.2.a. 1.3. 1.9.b. 1.8.c. 1.9.a. 1.6. 2.1.c. 1.9.b.	1.2.c. 1.2.a. 1.3. 1.9.b. 1.8.c. 1.9.b. 2.2. 1.9.a.	1.2.a. 1.2.c. 1.3. 1.9.a. 1.9.b. 2.2. 1.9.a. 2.1.a.	1.2.c. 1.2.c. 1.3. 1.9.a. 1.9.b. 2.2. 1.9.a. 2.1.a.	1.2.c. 1.2.c. 1.3. 1.9.a. 1.9.b. 2.2. 1.9.a. 2.1.a.	1.2.b. 1.9.a. 1.9.a. 1.3. 2.2. 1.8.a. 1.9.a. 1.9.a.
5	1.1. 1.2.c. 2.2. 1.9.b. 1.9.a. 2.2. 2.1.a. 2.1.a.	1.10x23 1.2.a. 1.3. 1.6. 1.13. 1.9.b. 1.9.a. 1.13.	1.11.a x6 1.2.c. 1.12.c. 1.9.a. 1.9.b. 2.2. 1.9.b. 1.9.b.	1.11.b x6 1.2.a. 1.13. 1.3. 2.1.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.b.	1.11.c x6 1.2.c. 1.9.b. 1.9.b. 1.9.a. 1.6. 2.2. 1.8.a.	1.11.d x6 1.3. 1.3. 1.9.a. 2.1.b. 1.9.a. 2.2. 1.9.b.	1.2.c. 1.2.a. 2.1.a. 1.6. 1.9.b. 2.2. 2.1.a. 2.2.	1.2.c. 1.2.a. 1.3. 1.8.c. 1.6.a. 2.1.a. 1.9.b. 1.8.c.	1.2.c. 1.2.a. 1.3. 1.6.a. 1.9.a. 2.2. 1.9.b. 1.9.a.	1.2.a. 1.2.c. 1.3. 1.6.a. 1.8.a. 2.2. 1.9.a. 1.13.	1.2.c. 1.2.c. 1.9.a. 1.3. 1.7.a. 1.2.a. 1.9.b. 1.9.b.	
6	1.1. 1.2.c. 1.2.a. 1.9.a. 2.3. 1.9.a. 1.9.a.	1.10x13 1.9.b. 1.3. 1.9.a. 2.2. 1.3. 1.12.b.	1.11.a x8 1.2.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.3. 1.8.a. 1.12.b.	1.11.b x8 1.3. 1.3. 1.9.a. 1.12.d. 1.8.a. 1.12.c.	1.11.c x8 1.3. 1.9.a. 1.9.b. 1.6. 2.2. 1.13.	1.11.d x8 1.2.c. 1.9.a. 2.1.b. 1.9.a. 1.9.b. 1.14.	1.2.c. 1.2.a. 1.9.b. 1.9.a. 2.1.b. 2.2. 1.9.b.	1.2.c. 1.2.a. 1.9.b. 1.9.a. 2.4. 2.1.c. 2.2.	1.2.c. 1.9.b. 1.9.a. 1.13. 1.9.b. 1.9.a. 1.12.c	1.9.b. 1.9.a. 1.9.a. 1.9.b. 1.6. 1.9.a. 1.9.a.	1.2.c. 1.9.b. 1.9.b. 1.9.b. 2.2. 1.9.b. 1.9.b.	1.2.a. 1.9.b. 1.9.a. 1.9.a. 1.13. 2.1.c.
7	1.1. 1.2.c. 1.9.a. 1.9.b. 1.13. 1.14.	1.10x17 1.2.a. 1.6. 1.9.b. 2.1.c.	1.11.a x10 1.2.d. 1.3. 1.9.b. 1.13.	1.11.b x10 1.2.c. 1.3. 1.9.b. 2.4.	1.11.c x10 1.2.c. 1.3. 1.9.a. 1.8.a.	1.11.d x10 2.2. 1.3. 1.9.a. 1.13.	1.2.c. 2.2. 1.9.a. 1.9.b. 1.9.b.	1.2.c. 1.2.c. 1.13. 1.9.a. 1.12.c	1.11.d x10 1.3. 1.6. 1.9.a. 1.9.b.	2.4 1.3. 2.1.b. 1.9.b. 1.13.	1.2.c. 2.2. 1.9.b. 1.9.b. 1.13.	1.2.a. 1.3. 1.9.a. 1.9.b. 1.12.a.

Рисунок 4. Цепочка последовательности режимов по кампаниям

Сбор и анализ исходных данных по оборудованию, включенному в перечень. На данном этапе работы для каждой единицы оборудования и трубопроводов, внесенных в разработанный ранее перечень необходимо собрать и провести анализ проектной и эксплуатационной документации, необходимой для построения расчетных моделей, включая:

- технологические схемы, аксонометрические исполнительные схемы трубопроводов, чертежи оборудования и спецификации;
- технические условия;
- проектные расчеты прочности;
- результаты эксплуатационного контроля (или оценки технического состояния) оборудования и трубопроводов;
- акты расследований аварий, инцидентов, происшествий, связанных с эксплуатацией;

- спецификации опор трубопроводов с указанием типа опоры;
- весовые характеристики оборудования, арматуры, трубопроводов, их элементов и изоляции;
- технологические параметры (давление, температура) для всех расчетных режимов нагружения.

Также, при необходимости, проводятся визуальные осмотры оборудования и трубопроводов по месту эксплуатации с целью установления их соответствия технической документации.

Определение параметров эксплуатационных режимов. Проводится анализ протекания режимов и для каждой единицы оборудования включенного в перечень определяются режимы, в которых может эксплуатироваться данная единица.

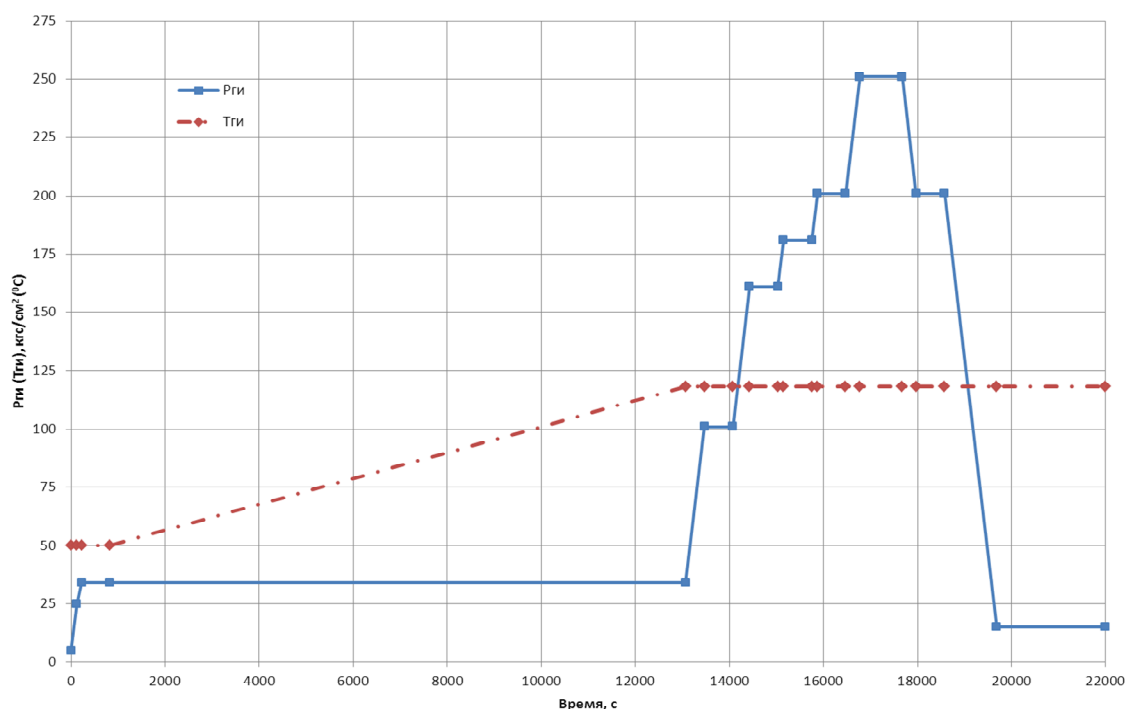


Рисунок 5. График изменения давления и температуры первого контура при проведении гидравлических испытаний

Для определения расчетных параметров режимов проводится теплогидравлический расчет. Целью теплогидравлических расчетов является получение граничных условий для прочностных расчетов, необходимых для оценки срока безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов.

Для выполнения расчетов в качестве базовой использовалась аналитическая модель реакторной установки ВВЭР-1000 для компьютерного кода RELAP [8]. Компьютерный код RELAP прошел процедуру подтверждения возможности его использования в ГП НАЭК «Энергоатом» в соответствии с требованиями СТП 0.041.076-2008 [5] и включен в «Перечень разрешенных к использованию в ГП НАЭК «Энергоатом» расчетных кодов для обоснования безопасности ядерных установок» [6].

Результатами расчетов являются графики изменения теплогидравлических параметров по времени при протекании рассматриваемых режимов, как например, показано на рисунке 5.

Построение расчетных моделей с использованием расчетного комплекса APM Structure 3D. Определение напряженно-деформированного состояния конструкций. Построение трехмерных расчетных моделей анализируемых конструкций является одной из основных и наиболее трудоемких задач при расчете прочности методом конечных элементов. Использование современных программных продуктов позволяет эффективно справиться с реше-

нием данной задачи.

APM Structure 3D — CAD/CAE система автоматизированного расчета и проектирования механического оборудования и конструкций в области машиностроения, разработанная с учетом последних достижений в вычислительной математике, области численных методов и программирования, а также теоретических и экспериментальных инженерных решений. Эта система в полном объеме учитывает требования государственных стандартов и правил, относящихся к расчетным алгоритмам. APM Structure 3D обладает функционалом для создания моделей конструкций, выполнения необходимых расчетов и визуализации полученных результатов.

Задачи, решаемые APM Structure 3D:

- проектирование и анализ механического оборудования и его элементов с использованием инженерных методик;
- анализ напряженно-деформированного состояния трехмерных объектов любой сложности при произвольном закреплении, статическом или динамическом нагружении;
- создание конструкторской документации.

Функциональные возможности APM Structure 3D подробно описаны в [7].

Расчетный код имеет множество инструментов и функций, позволяющих на высоком уровне и с высокой детализацией создавать расчетные модели практически любой сложности.

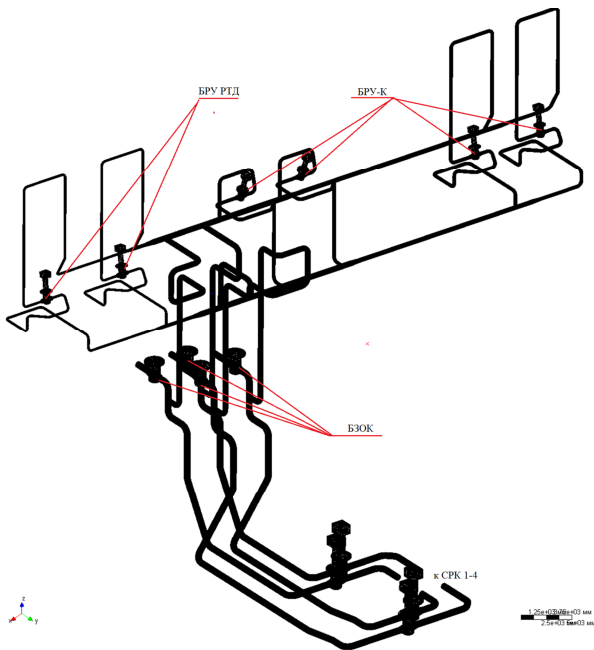


Рисунок 6. Расчетная модель главного паропровода.
БРУ РТД, БРУ-К, БЗОК – предохранительная арматура

Основным отличием APM Structure 3D от аналогичных программных продуктов является возможность работы напрямую с конечно-элементной сеткой и внесением в нее любых необходимых изменений, что дает пользователю широкую свободу действий при работе с моделями. Встроенные расчетные алгоритмы позволяют проводить широкий спектр различных расчетов с применением наиболее распространенных типов конечных элементов, граничных условий, библиотек конструкционных материалов. Информативное визуальное представление результатов дает возможность определять наиболее напряженные проблемные места модели в расчетной системе, а также оценивать распределения расчетных параметров в удобной для пользователя форме.

Построение трехмерных моделей оборудования и трубопроводов. В программном комплексе APM Structure 3D для этой цели может использоваться модуль APM Studio.

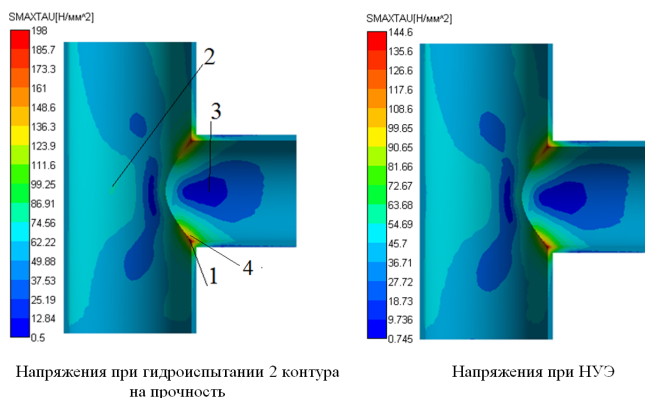


Рисунок 8. Результаты расчетов напряжений при различных режимах работы

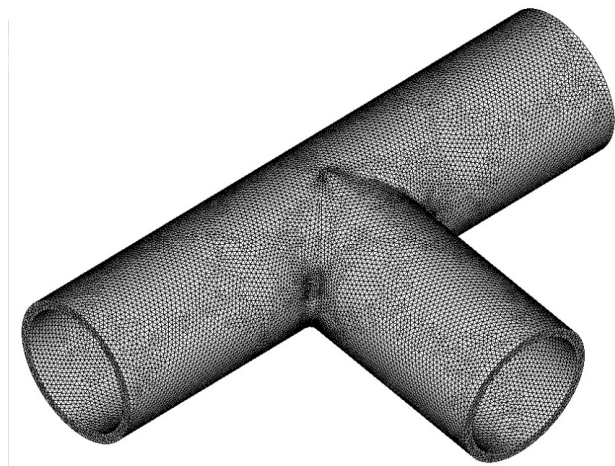


Рисунок 7. Тройниковое соединение концентратор напряжений

Имеется возможность импортирования построенных ранее моделей в других CAD системах, например Compass 3D или SolidWorks. Кроме того возможно построение модели сразу в среде расчетного модуля APM Structure3D, напрямую работая с конечными элементами. Пример расчетной трехмерной модели трубопровода представлен на рисунке 6.

После построения расчетной модели трубопроводной системы и расчета ее напряженно-деформированного состояния определяются критические точки системы. Для задач циклической прочности концентраторами напряжений зачастую являются такие элементы, как патрубки оборудования и тройниковые соединения в трубопроводах.

На основании выполненного расчета и анализа результатов НДС для дальнейшего рассмотрения выбираются наиболее уязвимые узлы системы, например как тройниковое соединение, представленное на рисунке 7. Ниже на рисунках представлены результаты расчетов выбранного концентратора напряжений при различных режимах (Рисунок 8), а также от нагрузки единичным давлением и температурой (Рисунок 9).

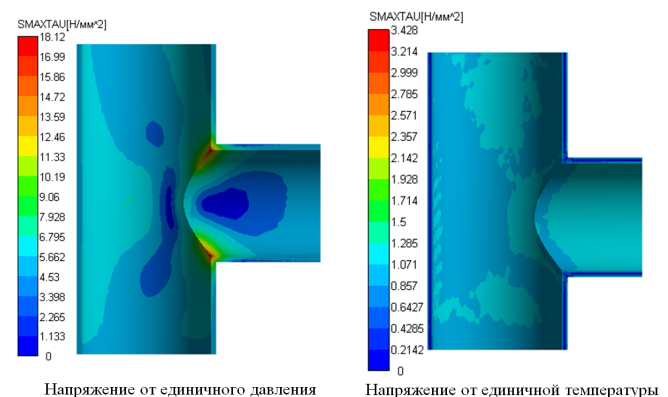


Рисунок 9. Результаты расчетов напряжений от нагрузки единичным давлением и температурой

Результаты расчета БЗОК

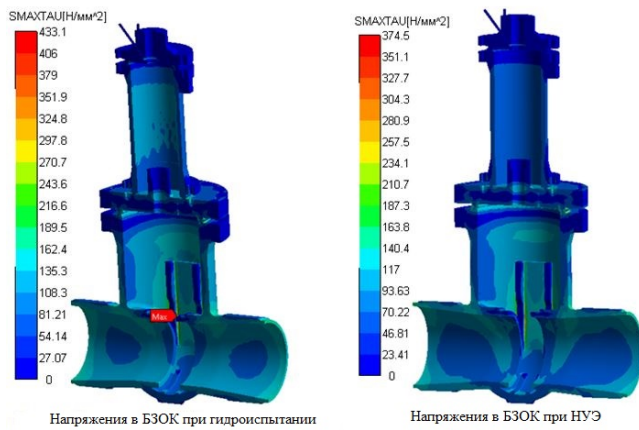


Рисунок 10. Результаты расчетов напряжений для быстродействующего запорно-отсечного клапана

Программный комплекс APM Structure 3D позволяет строить модели высокой точности и успешно справляется с задачами по расчетам теплообменников, насосов, арматуры и другого оборудования. Для оценки циклической прочности оборудования создается модель, включающая все элементы рассматриваемой конструкции, в том числе опорные элементы, а также присоединенные трубопроводы. На рисунке 10 приведен пример расчета запорной арматуры при двух режимах работы.

Выполнение расчетов накопленной повреждаемости. Процедура расчета на циклическую прочность полностью соответствует рекомендациям и формулам [2] и выполнена для предварительно выбранных наиболее нагруженных точек. Для выбранных точек определен тензор напряжений от нагружения единичными давлением и температурным перепадом и от нагружения рабочими параметрами с учетом концентрации напряжений в коленах, тройниках и патрубках. Затем результаты в указанных характерных точках, с учетом истории эксплуатации пересчитываются, и определяется израсходованный ресурс.

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

$$\sigma_{ij} = \sigma_{ij}^{P_I} \cdot P_I + \sigma_{ij}^{T_I} \cdot T_I + \sigma_{ij}^{P_{II}} \cdot P_{II} + \sigma_{ij}^{T_{II}} \cdot T_{II} + \sigma_{ij}^{\Delta T} \Delta T \quad (1)$$

где $\sigma_{ij}^{P_I}$, $\sigma_{ij}^{T_I}$ – компоненты тензора от единичной нагрузки давлением и от единичной нагрузки температурой первого контура; $\sigma_{ij}^{P_{II}}$, $\sigma_{ij}^{T_{II}}$ – компоненты тензора от единичной нагрузки давлением и от единичной нагрузки температурой второго контура; P_I , T_I – давление и температура теплоносителя первого контура; P_{II} , T_{II} – давление и тем-

пература теплоносителя второго контура. $\sigma_{ij}^{\Delta T}$ – компоненты тензора от единичной нагрузки перепадом температуры по толщине стенки; ΔT – перепад температуры по толщине стенки.

Для каждого выделенного цикла нагружения определенного набора приведенных напряжений в выбранной точке определяется амплитуда напряжений σ_{aF} и коэффициент асимметрии r по формулам:

$$\sigma_{aF} = \frac{\sigma_{\max} - \sigma_{\min}}{2}; \quad (2)$$

$$r = \sigma_{\min} / \sigma_{\max}. \quad (3)$$

Допускаемое число циклов определяется из уравнений, которые решаются независимо относительно $[N_0]$:

$$\begin{cases} \sigma_{aF} = \frac{E^T e_c^T}{n_\sigma (4[N_0])^m} + \frac{R_c^T}{n_\sigma \left[(4[N_0])^{m_0} + \frac{1+r}{1-r} \right]}; \\ \sigma_{aF} = \frac{E^T e_c^T}{(4n_N[N_0])^m} + \frac{R_c^T}{(4n_N[N_0])^{m_0} + \frac{1+r}{1-r}}, \end{cases} \quad (4)$$

где R_c^T – характеристика прочности материала, показатель степени $m = 0,5$; коэффициент запаса прочности по напряжениям $n_\sigma = 2$; коэффициент запаса прочности по числу циклов $n_N = 10$.

Амплитуду приведенного местного условного упругого напряжения в i -м цикле находят по формуле:

$$(\sigma_{aF}) = K_{F,i} (\sigma_a)_i (\varphi_s)^{-1}, \quad (5)$$

где $K_{F,i}$ – коэффициент концентрации напряжений в i -м цикле; φ_s – коэффициент снижения циклической прочности сварного соединения с полным проплавлением или наплавки.

При отсутствии данных о значениях φ_s можно принять $\varphi_s = 0,6$, а при отсутствии сварного шва $\varphi_s = 1$.

Из двух значений $[N_0]$ определяется минимальное значение количества допускаемых циклов данной амплитуды σ_{aF} и коэффициента асимметрии r .

Повреждение, вызванное N_i циклами одного типа определяется по формуле:

$$a_i = \frac{N_i}{[N_0]_i} \quad (6)$$

Согласно гипотезе линейного суммирования повреждений, накопленное повреждение от всех циклов можно представить в виде суммы повреждений от каждого цикла:

$$a_{\Sigma} = \sum_{i=1}^n a_i, \quad (7)$$

где n – количество циклов нагружения.

Накопленное повреждение a в выбранной точке определяется, как максимальное из всех значений повреждений.

Проверка условий прочности. Проверка условия прочности по накопленной усталостной повреждаемости

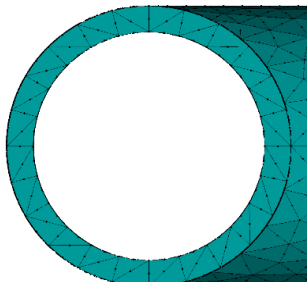
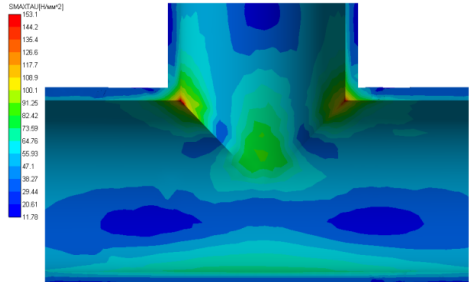
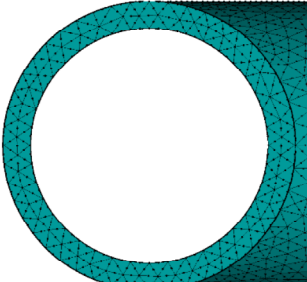
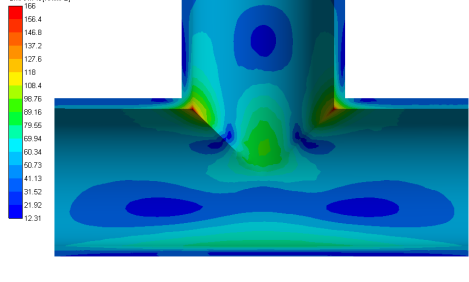
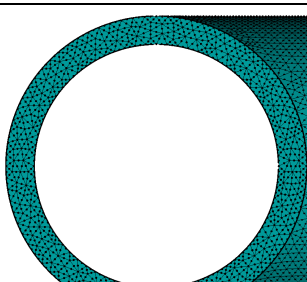
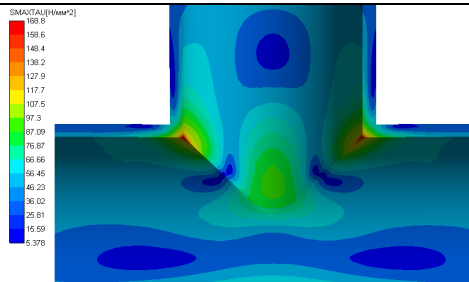
$$a = \sum_{i=1}^k (a_i)_{\text{переназнач}} + \sum_{j=1}^m (a_j)_{\text{не переназнач}} \quad (8)$$

по п. 5.6.19 ПНАЭ Г-7-002-86 [2] для эксплуатационных режимов, для которых выполняется переназначение количества циклов и для которых переназначение не выполняется.

Для эксплуатационных режимов, для которых выполняется переназначение количества эксплуатационных циклов нагружения, в качестве нового допустимого значения количества эксплуатационных циклов принимается $N_i^{\text{прогноз}}$. В случае невыполнения указанного условия значения $N_i^{\text{прогноз}}$ уменьшаются путем уменьшения значения $\tau_i^{\text{прогноз}}$ (см. п. 5.2.2 Методики [1]) до тех пор, когда будет выполняться условие прочности по накопленной усталостной повреждаемости.

$$a = \left(\sum_{i=1}^k (a_i)_{\text{переназнач}} + \sum_{j=1}^m (a_j)_{\text{не переназнач}} \right) \leq 1 \quad (9)$$

Таблица 2. Результаты тестовых расчетов

Количество элементов и узлов	Вид КЭ сетки	Напряжения	Макс. напряжение, МПа	Аналитический расчет, МПа	Погрешность, %
Узлы-63879 Элементы-31938	 1 элемент по толщине		153,1	175,4	14,5
Узлы-202197 Элементы-101154	 2 элемента по толщине		166	175,4	5,6
Узлы-753621 Элементы-390936	 3 элемента по толщине		168,8	175,4	3,9

Анализ получаемых результатов. Для подтверждения точности и приемлемости результатов, получаемых при расчете с помощью кода APM Structure 3D, были проведены тестовые расчеты и сравнение их результатов с известным аналитическим решением тестовой задачи. Была проведена оценка возникающих погрешностей в зависимости от плотности используемой конечно-элементной сетки. Результаты оценки показали, что при использовании двух и более элементов по толщине стенки погрешность не превышает 6%, что говорит о достаточно высокой точности проводимых расчетов (таблица 2).

Выводы

Оценка циклической прочности является одной из актуальных и приоритетных задач для ядерной энергетики Украины. Одним из важнейших условий для подтверждения безопасной работы энергоблоков в сверхпроектный период является оценка накопленной усталостной повреждаемости под воздействием возникающих во время эксплуата-

ции циклических нагрузок. Работа по оценке циклической прочности включает в себя анализ большого объема исходных данных и решение прочностных задач. Расчетный код APM Structure 3D успешно применяется для проведения статического, сейсмического, циклического и прочих анализов оборудования, трубопроводов, зданий и сооружений на всех действующих АЭС Украины. Инструменты данного программного продукта позволяют разработать максимально близкие к реальным элементам конструкций расчетные модели, а значит - получить наиболее точные результаты. Проведение комплексного прочностного анализа систем и оборудования АЭС является необходимым условием при принятии решения о продлении срока эксплуатации РУ.

APM Structure 3D, уже имея множество преимуществ и необходимых функций, постоянно совершенствуется и модифицируется, приобретая все более широкие возможности и повышая качество расчетов, что в свою очередь предоставляет возможности для всесторонней и качественной оценки безопасности энергоблоков АЭС.

Список использованной литературы

11. МТ Т.0.08.155-14 «Методика переназначения допустимого количества циклов нагружения и оценки технического состояния по прочности тепломеханического оборудования и трубопроводов при циклических нагрузках». ГП НАЭК «Энергоатом», 2014 г.
2. ПНАЭ Г-7-002-86 «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок». Москва, Энергоатомиздат, 1986 г.
3. РГ.1.3810.007 «Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока №1 ЮУ АЭС». ОП ЮУ АЭС ГП НАЭК «Энергоатом», 2011 г.
4. ПЛ.0.0010.0011 «Положение о контроле за циклами нагружения оборудования ЯППУ, ее элементов и тепловыделяющих сборок энергоблоков №1, 2, 3». ОП ЮУ АЭС ГП НАЭК «Энергоатом», 2015 г.
5. СТ П 0.041.076-2008 «Анализ и оценка безопасности. Порядок использования расчетных кодов для обоснования безопасности ядерных энергетических установок». ГП НАЭК «Энергоатом», 2008 г.
6. «Перечень разрешенных к использованию в ГП НАЭК «Энергоатом» расчетных кодов для обоснования безопасности ядерных установок». ГП НАЭК «Энергоатом», 2015 г.
7. Замрий А. А. Проектирование и расчет методом конечных элементов трехмерных конструкций в среде APM Structure3D : учебное пособие Москва : Изд-во АПИМ, 2006. - 287 с.
8. The RELAP5-3D[®] Code Development Team. RELAP5-3D[®] Code Manual Volume I: Code structure, system models, and solution methods, INEEL-EXT-98-00834, Revision 2.3. - Adaho Falls, Idaho, April 2005

Получено 05.12.2016

УДК 621.039.003

*Н.И. Власенко, О.В. Годун, В.Н. Кирьянчук, Д.В. Пышина**Обособленное подразделение «Научно-технический центр»
ГП «НАЭК «Энергоатом», г. Киев, Украина***АНАЛИЗ ОБНОВЛЕННЫХ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ УКРАИНЫ ДО 2100 ГОДА**

На основании обновленных данных 2015 года по прогнозу производства и потребления электроэнергии в Украине проведена прогнозная оценка развития ядерной энергетики Украины до 2100 года. Оценки выполнены с использованием кода моделирования MESSAGE (МАГАТЭ). Ядерная генерация представлена на основе открытого ядерно-топливного цикла с реакторными установками III+ поколения. Выполнен анализ сценариев с ограничением доли АЭС в производстве электроэнергии на уровне 35% и 50%. Дополнительно, для сравнения рассмотрен оптимизационный сценарий, при котором доля АЭС в производстве электроэнергии определяется кодом моделирования MESSAGE (МАГАТЭ) на основе технико-экономических показателей различных видов генерации и стоимости энергоносителей. Определен наиболее реалистичный сценарий развертывания ядерной генерации после 2035 года. Для различных сценариев получены прогнозные оценки по динамике ввода в эксплуатацию новых мощностей реакторных установок (РУ), накоплению отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и продуктов его переработки.

Ключевые слова: ядерно-топливный цикл, моделирование, производство и потребление электроэнергии.

Тенденции развития энергосистемы Украины. В 2015 году суммарная установленная мощность электростанций Украины составляла 55,1 ГВт, из которых 62,49% относится к тепловым (ТЭС, ТЭЦ, блок-станции), 25,38% приходится на АЭС, 10,7% - на гидроэлектростанции и гидроаккумулирующие электростанции, 1,43% - на электростанции, работающие на возобновляемых источниках энергии (ВЭС, СЭС, энергия биомассы).

За период 2009–2015 гг. наблюдалось незначительное изменение структуры генерации и существенное перераспределение отпуска электроэнергии по типам генерации, при котором максимум производства электроэнергии приходился на 2012 год (198 ГВт*ч), минимум – на период 2015 года (163 ГВт*ч). Суммарный спад производства электроэнергии в 2015 году составил 18,5%.

Согласно данным Всемирного Банка (<http://www.imf.org/>) в 2014 году падение ВВП Украины в сравнении с 2013 годом составило 8,2%, в 2015 году данный показатель составил 9,9%. Потребление электроэнергии в 2014 году сократилось в сравнении с 2013 годом на 8,8% и составило 134 млрд.кВт.ч, в 2015 году в сравнении с 2014 сократилось на 12% и составило 118 млрд.кВт.ч. Вследствие стабильного отпуска электроэнергии АЭС в 2014 и 2015 годах (производство электроэнергии составило по 88 млрд.кВт.ч) и снижения выработки электроэнергии на ТЭС и ГЭС с 75 млрд.кВт.ч до 55 млрд.кВт.ч, в 2015 году доля АЭС в производстве электроэнергии в Украине составила 56%.

За последние десять лет прогнозные оценки потребления электроэнергии в 2030 году для Украины снизились с 420 ТВт.ч до 272 ТВт.ч. Данные, принятые в различных редакциях энергетиче-

ской стратегии Украины до 2030 и 2035 года [1 - 3] представлены в Таблице 1. Редакция документа 2006 года предусматривала в 2030 году общую установленную электрическую мощность АЭС на уровне 29,5 ГВт в базовом сценарии при продлении проектного срока эксплуатации на 15 лет. Редакция Стратегии 2013 года приводит общую установленную мощность энергоблоков на уровне 17,8 ГВт в базовом сценарии (15,8 ГВт – для пессимистического сценария) с продлением срока эксплуатации сверх проектного на 20 лет. Предпринятые в 2015 году попытки пересмотреть энергетическую стратегию не изменили темпы ввода новых энергоблоков и сохранили объемы суммарной установленной электрической мощности АЭС на уровне 18 ГВт в 2030 году, исходя из доли АЭС в производстве электроэнергии в Украине на уровне 50%.

Обновленный прогноз производства электроэнергии до 2050 года представлен Институтом экономики и прогнозирования НАН Украины (ИЭП НАНУ) в рамках проекта новой энергетической стратегии в редакции 2015 года [3] и приведен в Таблице 2.

Прогнозные оценки производства электроэнергии до 2100 года использованы при оценке вариантов ядерного топливного цикла (ЯТЦ) Украины в проекте МАГАТЭ INPRO SYNERGIES. Принимая во внимание внедрение энергосберегающих технологий, производство электроэнергии в 2100 году ориентировочно составит 310,0 млрд.кВт.ч [5].

Анализ основных факторов, влияющих на строительство новых АЭС. Снижение объемов потребления электроэнергии не является единственным фактором возможного уменьшения строительства новых энергоблоков АЭС.

Таблица 1. Сопоставление данных различных редакций энергетической стратегии Украины до 2030 и 2035 года

	Стратегия в редакции 2006 [1]		Обновленная стратегия в редакции 2013 [2]			Стратегия в редакции 2015 [3]
	2006	2030 базовый	2030 пессим.	2030 базовый	2030 оптим.	2030
Общая установленная электрическая мощность, ГВт	52	88,5	56,7	65,5	73,8	60,6
Общая установленная электрическая мощность АЭС, ГВт	13,8	29,5	15,8	17,8	18,8	15,0
Доля АЭС в общей установленной мощности, %	26	33,3	28	27	25,4	24,8
Доля АЭС в производстве электроэнергии, %	47,9	52,1	50	48,8	46,3	50
Производство электроэнергии, млрд.кВт.ч	185,2	420,1	234	272	304	258,3
Производство электроэнергии на АЭС, млрд.кВт.ч	88	219,0	118	133	141	105,0
Срок продления эксплуатации энергоблоков АЭС, лет	15		20			

Таблица 2. Прогнозная оценка производства электроэнергии в Украине на период до 2050 года

Год	2012	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2100
Прогноз производства э/э, млрд.кВт.ч	198,9	161,3	184,4	204,2	225,0	245,6	265,9	283,3	304,3	310,0

Экономическая привлекательность нового строительства и возможность приемлемого по времени возврата инвестиций рассматриваются как определяющий аргумент принятия решения о вводе новых энергоблоков. Согласно данным [4], капитальные затраты на строительство энергоблоков АЭС в 1998 году для стран ЕС составляли от 1636 (Франция) до 2256 USD/кВт (Финляндия), в среднем – около 2000 USD/кВт. На период 2009 года аналогичный показатель составил от 3860 USD/кВт (Франция) и 5383 USD/кВт (Бельгия) (средний показатель составляет около 3845 USD/кВт). Согласно МАГАТЭ [5] по данным за 2014 год, капитальные затраты на строительство двухблочной АЭС в Белоруссии (проект АЭС-2006), составляют 4700 USD/кВт. В период 2014 года стоимость четырехблочной АЭС Акуйю проекта АЭС-2006 (Турция) составила 5769 USD/кВт. Для энергоблоков AP-1000 капитальные затраты составляют 5530 USD/кВт. Для сравнения, согласно данным за период 2008 года [6] стоимость пылеугольной ТЭС составляла 2200 USD/кВт с возможностью дальнейшего роста капитальных затрат. Уже в 2013 году капитальные затраты на двухблочную пылеугольную ТЭС составляли 2934 USD/кВт, что более чем на 50% дешевле

затрат на АЭС. При этом, по данным МАГАТЭ, для корректного рассмотрения экономической привлекательности различных видов генерации необходимо учитывать затраты на снятие энергоблока с эксплуатации, что приводит к общему удорожанию строительства новых энергоблоков АЭС на 10% без аналогичного удорожания для энергоблоков альтернативных видов генерации.

В работе [6] представлены варианты оценки влияния изменения стоимости исходного топлива на приведенную стоимость электроэнергии для различных видов генерации электроэнергии. Согласно полученным результатам, изменение на 10% и 50% стоимости на топливо для угольной генерации приводит к изменению приведенной стоимости производства электроэнергии на 4% и 20% соответственно. В тоже время аналогичное изменение стоимости на ядерное топливо приводит к изменению приведенной стоимости только на 1,5% и 8%, что является самым низким показателем среди всех видов генерации электроэнергии, использующих топливные ресурсы. Меньшее влияние стоимости топлива на стоимость произведенной электроэнергии на АЭС при значительных затратах на углеводородное топливо для тепловой генерации до недавнего времени являлось основ-

ной привлекательной особенностью ядерной генерации. Значительное падение цен на нефть и газ, что наблюдалось в период с 2012 года (согласно имеющимся данным падение цены нефти класса WTI в 2014 году составило от 100 USD/баррель до 37 USD/баррель, с незначительным ростом цены до 50 USD/баррель в июне 2016 года) в условиях сохранения стоимости уранового сырья (в 2014 и 2015 годах стоимость закиси-окиси урана на рынке незначительно снизилась, но в среднем составляла 100 USD/кг) приводит к росту инвестиционной привлекательности углеводородной энергетики. Данный аспект являлся в США основным при принятии решения о выводе из эксплуатации нескольких энергоблоков АЭС общей установленной мощностью 3,5 ГВт в период с 2010 по 2013. Дополнительно, снижены объемы запланированного строительства новых АЭС в США с 16 до 5 энергоблоков на период до 2020 года.

Сравнительная оценка различных сценариев развертывания новых энергоблоков АЭС в Украине. Принимая во внимание отличные от принятых на период 2013 года показатели производства/потребления электроэнергии в Украине, а также падение цен на углеродные виды топлива, целесообразно в новых условиях выполнить анализ сценариев развития ядерной генерации в Украине на средне- и долгосрочную перспективы.

Моделирование энергосистемы Украины, основанной на различных видах генерации, выполнено с использованием кода МАГАТЭ MESSAGE [7]. Код представляет собой крупномасштабную динамическую системно-инженерную оптимизационную модель, используемую для средне- и долгосрочного планирования энергетики, анализа энергетической политики и разработки сценариев развития энергетики. Результаты, получаемые при использовании MESSAGE, включают в себя оптимальные (с точки зрения минимума затрат) структуры производства и потребления энергии, профили добычи ресурсов, маржинальную стоимость и объемы энергии, поставляемой на международные рынки, объемы требуемых инвестиций в энергетический сектор.

Ключевыми факторами выполненной в настоящем исследовании оценки являются капитальные затраты на строительство новых энергоблоков АЭС и прогнозные оценки объемов производства электроэнергии в Украине на рассматриваемый период.

Исходные данные. При формировании сценариев развития ядерной генерации Украины использованы следующие исходные положения:

- *обращение с отработавшим ядерным топливом:* осуществление вывоза ОТВС АЭС Украины в Российскую Федерацию (РФ) до конца 2017 года; ввод в действие Централизованного хранилища

отработавшего ядерного топлива (ЦХОЯТ) до конца 2018 года объемом 5560 т ТМ со сроком хранения ОЯТ в ЦХОЯТ до 100 лет. Хранение ОЯТ Запорожской АЭС осуществляется на площадке атомной станции в контейнерах сухого хранения отработавшего ядерного топлива (СХОЯТ). Срок хранения ОЯТ в СХОЯТ в целях настоящего исследования принят 100 лет с учетом продления (проектный срок хранения – 50 лет). После окончания срока хранения ОЯТ в хранилищах сухого типа отработавшее ядерное топливо направляется в геологическое хранилище как наиболее экономически приемлемое на текущий момент решение по завершающей стадии обращения с ОЯТ. Объем геологического хранилища ограничивается количеством накопленного ОЯТ действующих и планируемых новых (в том числе замещающих) АЭС.

- *топливоиспользование:* рассматривается эксплуатация тепловыделяющих сборок (ТВС) с начальным обогащением 4,4% и количеством ТВС перегрузки – 42 шт. ежегодно на один энергоблок ВВЭР-1000 и 66 ТВС на энергоблок ВВЭР-440. После 2020 года предполагается использование для ВВЭР-1000 тепловыделяющих сборок с начальным обогащением 4,7% и количеством ТВС подпитки – 36 шт. Стоимость фабрикация ядерного топлива составляет 300 USD/кг ТМ.

- *переработка ОЯТ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000:* проводится только для ТВС, отправленных до 2017 года на хранение и переработку. Начало переработки - 2025 год, объем – 100 т ТМ в год. Стоимость переработки ядерного топлива составляет 1000 USD/кг ТМ.

В рамках настоящего исследования рассматриваются сценарии с различной долей АЭС в производстве электроэнергии в Украине, а именно: базовый сценарий – 50%, пессимистичный – 35%, оптимизационный – выбор доли АЭС в производстве электроэнергии проводился кодом MESSAGE на основе оптимизации затрат на развертывание различных видов генерации с учетом их технико-экономических показателей и стоимости топливных ресурсов. Общие технико-экономические показатели действующих энергоблоков АЭС Украины, перспективных АЭС и соответствующих топливных циклов, используемые в настоящем исследовании для кода MESSAGE, представлены в Таблице 3. Капитальные затраты на строительство энергоблоков ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 (кроме энергоблоков № 3-4 Хмельницкой АЭС) в настоящем исследовании не учитываются, принимая во внимание отсутствие планов их по вводу в эксплуатацию. Предполагается, что строительство новых АЭС будет осуществляться на основе усовершенствованных реакторов III+ поколения электрической мощностью 1200 МВт (например, проекты АЭС-2006 или AP-1000).

Таблица 3. Общие технико-экономические показатели энергоблоков АЭС и ЯТЦ для кода MESSAGE

Параметр	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	ВВЭР-1200
Мощность, МВт (тепл.)	1375	3000	3200
Мощность, МВт (эл.)	375	1000	1120
КПД, %	32	33	35
КИУМ, %	72	78	90
Обогащение топлива, %	3,82	До 2020 г. - 4,4 После 2020 г. - 4,7	До 2020 г. - 4,4 После 2020 г. - 4,7
Среднее по ТВС выгорание, ГВт×сут/т	42	До 2020г. - 45 После 2020 г. - 60	60
Первая загрузка, т ТМ	40,204	До 2020 г.- 70859,36 После 2020 г. -78174,8	После 2020 г. - 78174,8
Ежегодная перегрузка, т ТМ	8,985	До 2020г.- 18258,24 После 2020г. -17265,6	После 2020 г. - 17 265,6
Стоимость строительства, USD/кВт	-	3400	5000
Постоянные затраты, USD/кВт	69,3	69,3	69,3
Переменные затраты, USD/МВт.ч	0,50	0,50	0,50
Срок эксплуатации	50	50	60
Срок строительства, лет		6	6
Стоимость конверсии урана, USD/кг ТМ	10	10	10
Стоимость обогащения урана, USD/EPP	130	130	130
Стоимость фабрикация топлива, USD/кг ТМ	300	300	300
Стоимость переработки ОЯТ, USD/кг ТМ	1000	1000	1000
Объём переработки, т ТМ/год	100	100	
Стоимость промежуточного хранения ОЯТ, USD/кг ТМ	300	300	300
Стоимость захоронения продуктов переработки ОЯТ (в том числе, минорных актинов), USD/кг ТМ	10 000	10 000	10 000

Запасы природного урана в Украине оцениваются в 400 000 тонн согласно данным Redbook [8].

Для неядерной генерации данные приведены в Таблице 4.

Результаты моделирования энергосистемы Украины. Базовый сценарий. Результаты оценки для базового сценария (доля АЭС в производстве электроэнергии составит не более 50% от прогнозов, приведенных в табл.2, представлены на рис. 1-7. Согласно полученным результатам, значительная часть производства электроэнергии в Украине останется за АЭС и угольными электростанциями.

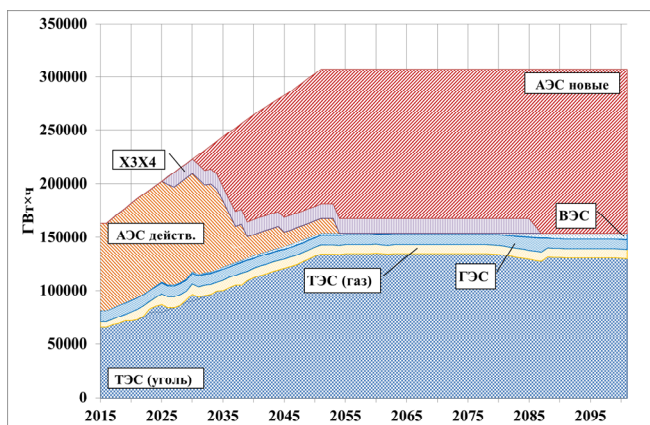


Рис.1. Распределение производства электроэнергии до 2100 года различными видами генерации

Гидро- и другие виды производства электроэнергии не будут превышать 20 ГВт*ч/год. К 2055 году будут выведены из эксплуатации все действующие на сегодня АЭС. Одновременно, к 2055 году будет реализовано максимальное развертывание новых АЭС на основе реакторов III+ поколения.

Прогнозируемая суммарная мощность АЭС составит 15,835 ГВт в 2030 году с последующим ростом установленной мощности до 20 ГВт к 2055 году. Потребности в строительстве новых энергоблоков АЭС представлены на рис.4.

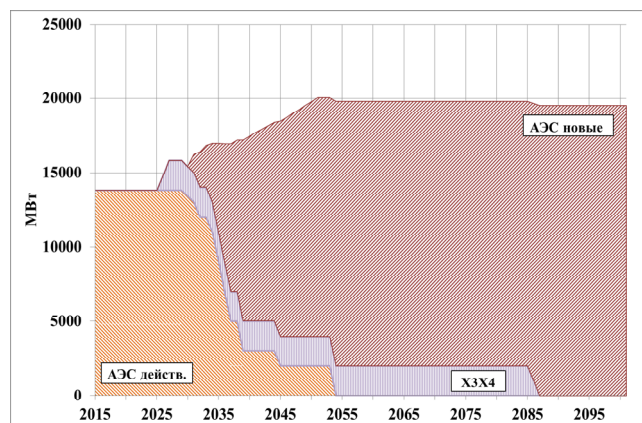


Рис.2. Развертывание АЭС до 2100 года

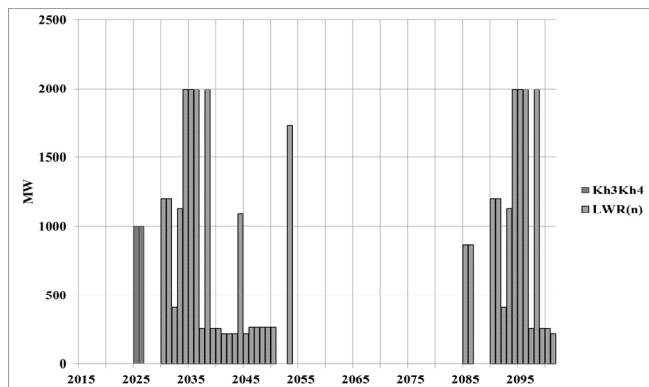


Рис.3. Прогноз строительства новых энергоблоков АЭС до 2100 года (доля производства электроэнергии АЭС 50%)

Начиная с 2030 года, с целью сохранения доли АЭС в производстве электроэнергии на уровне 50%, потребуются ввод в эксплуатацию около 16 ГВт новых энергоблоков АЭС к 2040 году. До 2055 года необходимо ввести в эксплуатацию еще 3.2 ГВт новых энергоблоков АЭС. Принимая во внимание проектный срок эксплуатации новых энергоблоков АЭС равным 60 годам, новые мощности АЭС на уровне 2 ГВт предположительно будут введены в эксплуатацию в 2085 году и более 12 ГВт в период с 2090 по 2100 года.

Прогноз накопления ОЯТ до 2100 года представлен на рис.5. Суммарное количество ОЯТ составит 25 000 т ТМ без учета ОЯТ, отправленного до 2017 года на долгосрочное хранение и переработку в РФ. Учитывая, что проектный объем ЦХОЯТ составляет 5560 т ТМ, на период до 2100 года дополнительно потребуется ввод в эксплуатацию хранилищ отработавшего ядерного топлива суммарным проектным объемом более 20 000 т ТМ. Мощности первоначального ЦХОЯТ будут исчерпаны к 2056 году. С учетом новых энергоблоков, введенных в эксплуатацию после 2030 года, ЦХОЯТ второй очереди необходимо будет ввести в эксплуатацию до 2075 года, третьей очереди — до 2093 года. Суммарное количество ОЯТ, вывезенного на переработку до 2017 года составляет не более 2 400 т ТМ и будет полностью переработано до 2050 года в предположении, что годовой объем переработки составит 100 т ТМ (рис. 6).

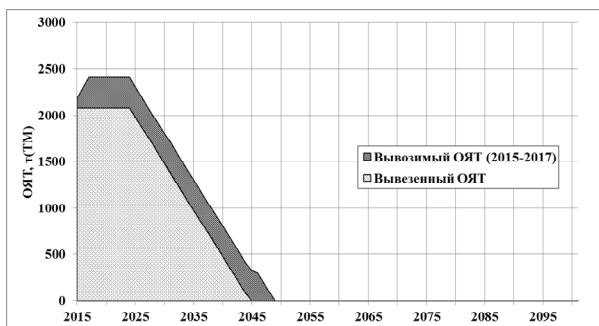


Рис.5. Динамика переработки ОЯТ АЭС Украины, вывезенного до 2017 года (доля производства электроэнергии АЭС 50%)

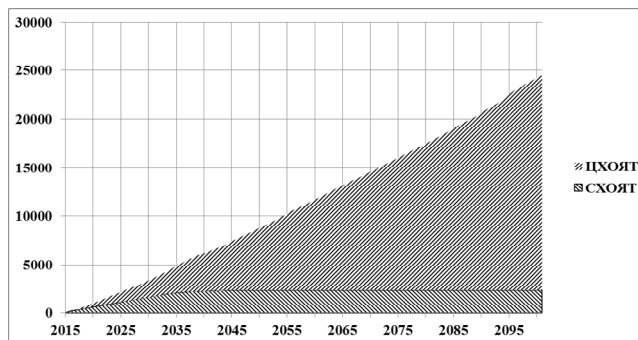


Рис.4. Накопление ОЯТ до 2100 года (доля производства электроэнергии АЭС 50%)

Суммарное количество продуктов переработки ОЯТ, вывезенного до 2017 года на хранение и переработку, составит около 2400 т ТМ, из которых более 2200 т ТМ будет составлять переработанный уран и 30 т ТМ плутония, являющиеся ценным энергетическим сырьем, пригодным для повторного использования (рис.7). Остальные 180 т ТМ представляют собой высокоактивные минорные актиниды (до 10 т ТМ) и продукты деления (до 140 т ТМ), для которых необходимо в глубокое геологическое захоронение.

Пессимистический сценарий. Результаты оценки для пессимистического сценария (доля АЭС в производстве электроэнергии составит не более 35% от общей энерговыработки до 2100 года, приведенной в табл. 2) представлены на рис. 8–11.

В отличие от базового сценария, более 60% всей электроэнергии производится угольной генерацией. Максимальная суммарная установленная электрическая мощность АЭС 15,585 ГВт будет достигнута в 2027 году в результате ввода в эксплуатацию энергоблоков № 3 и 4 Хмельницкой АЭС. В период 2030 - 2035 гг. будет наблюдаться уменьшение установленной мощности АЭС до 12 ГВт, с последующим ростом за счет строительства новых энергоблоков до 14 ГВт. Соответствующий спад производства электроэнергии АЭС со 110 ТВт.ч/год до примерно 90 ТВт.ч/год будет наблюдаться в период с 2030 до 2045 года.

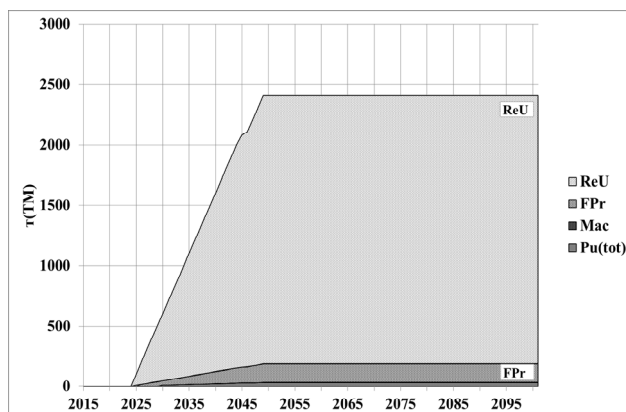


Рис.6. Накопление продуктов переработки ОЯТ АЭС Украины (доля производства электроэнергии АЭС 50%)

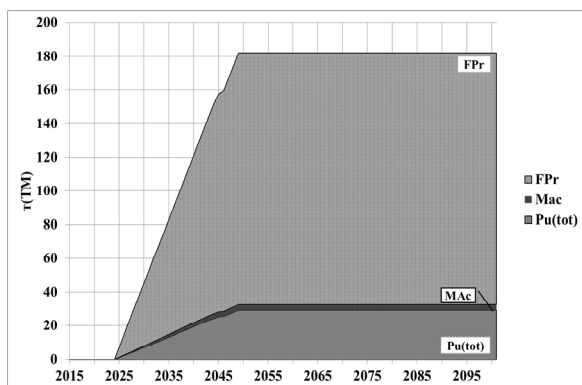


Рис. 7. Накопление продуктов деления (доля производства электроэнергии АЭС 50%)

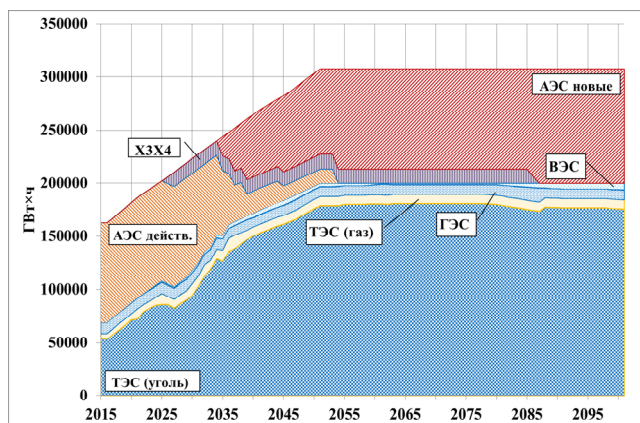


Рис. 8. Распределение производства электроэнергии различными видами генерации (доля производства электроэнергии АЭС 35 %)

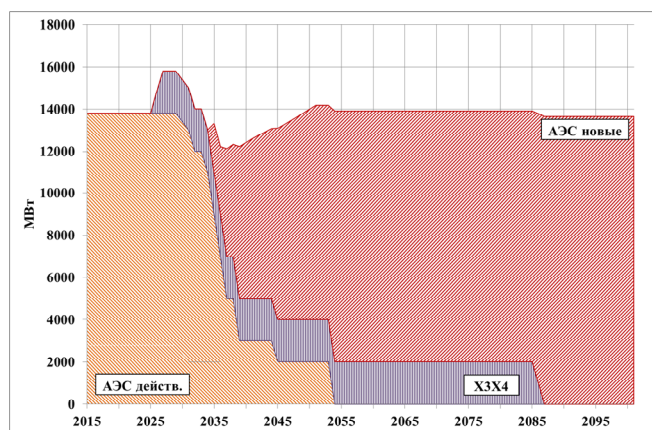


Рис. 9. Развертывание АЭС до 2100 года (доля производства электроэнергии АЭС 35 %)

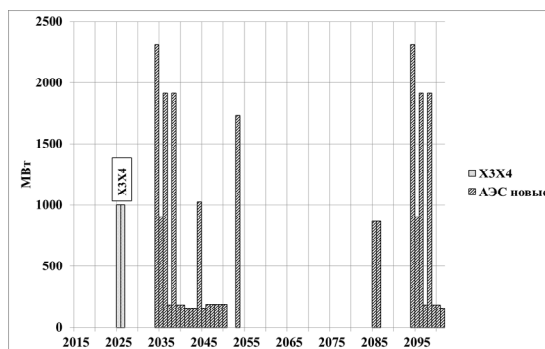


Рис. 10. Прогноз строительства новых энергоблоков АЭС до 2100 года (доля производства электроэнергии АЭС 35 %)

Первоначальное производство электроэнергии АЭС на уровне 110 ТВт·ч/год будет достигнуто начиная с 2055 года и сохранится постоянным на весь рассматриваемый период до 2100 года.

Прогноз строительства новых энергоблоков и накопления ОЯТ для пессимистического сценария представлен на рис. 10 - 11. Суммарная мощность новых и замещающих энергоблоков, строительство которых предполагается в период 2030 - 2040 гг., составит около 8 ГВт. Общее количество накопленного ОЯТ для данного сценария составит менее 20 000 т ТМ. ЦХОЯТ второй очереди объемом 5560 т ТМ необходимо ввести в эксплуатацию до 2078 года, третьей – после 2100 года.

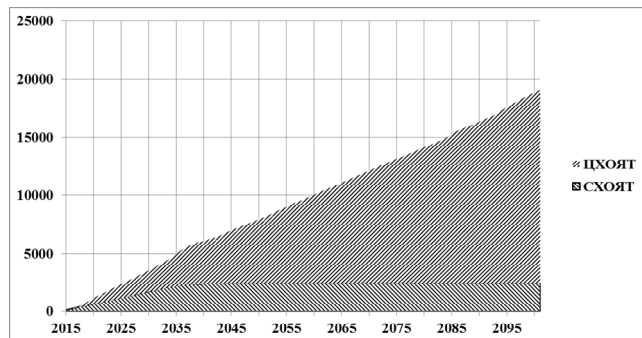


Рис. 11. Накопление ОЯТ до 2100 года (доля производства электроэнергии АЭС 35 %)

Оптимизационный сценарий. Дополнительно проведен анализ так называемого оптимизационного сценария развития ядерной генерации Украины (доля АЭС в производстве электроэнергии определяется расчетным кодом MESSAGE). В отличие от предыдущих сценариев, оптимизационный сценарий позволяет оценить наиболее приемлемое построение энергосистемы, исходя из принятых в настоящем исследовании технико-экономических показателей энергетических установок и ценовых показателей различных видов энергоносителей.

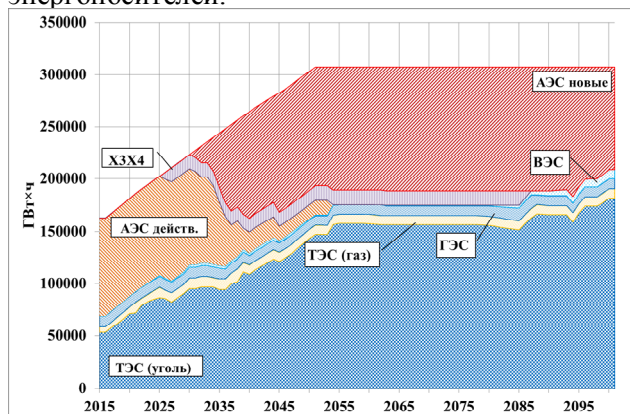


Рис. 12. Распределение производства электроэнергии различными видами генерации (оптимизационный сценарий)

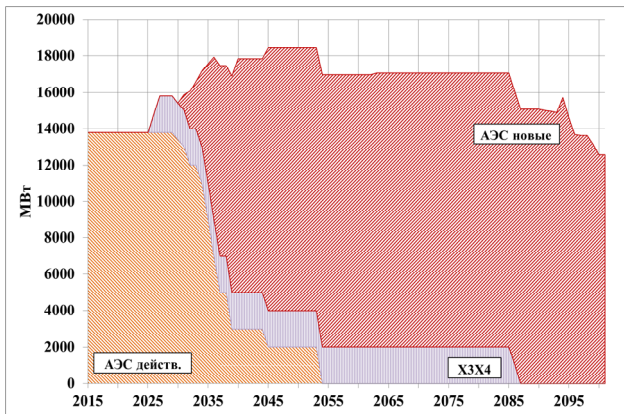


Рис. 13. Развертывание АЭС до 2100 года (оптимизационный сценарий)

Согласно результатам оценки (рис.12), производство электроэнергии на АЭС может возрасти с 85 млрд.кВт.ч в 2015 году до 115 млрд.кВт.ч в 2035 году. Максимум производства электроэнергии на АЭС будет достигнут в 2055 году и составит 135 млрд.кВт.ч.

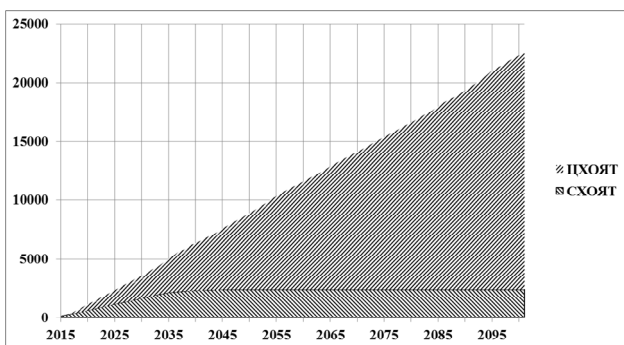


Рис. 15. Накопление ОЯТ до 2100 года (оптимизационный сценарий)

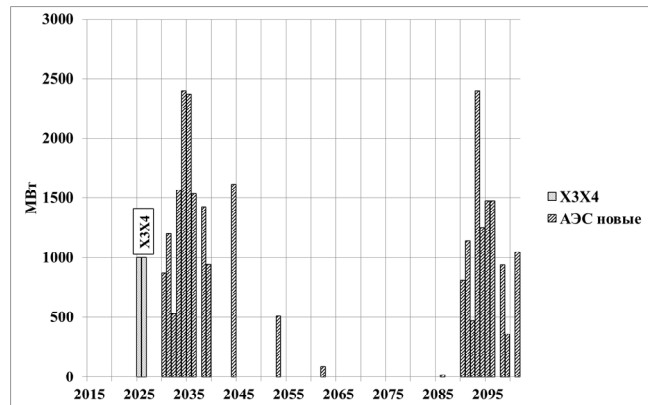


Рис. 14. Прогноз строительства новых энергоблоков АЭС до 2100 года (оптимизационный сценарий)

Данный показатель сохранится до 2085 года, после чего будет наблюдаться незначительный спад до 100 млрд.кВт.ч в 2100 году. Суммарная установленная мощность энергоблоков АЭС в 2035 году составит 18 ГВт. В период с 2055 до 2085 года суммарная мощность АЭС снизится до 17 ГВт и сохранится до 2085 года с последующим снижением до 13 ГВт к 2100 году.

Суммарная мощность новых и замещающих энергоблоков АЭС для оптимизационного сценария, которые должны быть введены в эксплуатацию в период с 2030 до 2040 года составит около 12 ГВт (рис.14). Количество накопленного ОЯТ составит 23000 т ТМ.

Проектный объем ЦХОЯТ будет исчерпан к 2048 году. Вторая очередь должна быть введена в эксплуатацию до 2069 года, третья – до 2096 года.

Сводные результаты оценки базового, пессимистического и оптимизированного сценариев представлены в Таблице 4.

Таблица 4. Сводные результаты оценки различных сценариев развития ядерной генерации Украины

Сценарий	Производство электроэнергии, млрд. кВт.ч			Суммарная установленная мощность АЭС, ГВт			Мощность новых эн/бл, ГВт	Объем ОЯТ, т ТМ
	2035	2055	2100	2035	2055	2100	2030 – 2040	2100
Базовый (доля производства электроэнергии АЭС - 50%)	115	160	160	16	20	19	16	25 000
Пессимистический (доля производства электроэнергии АЭС - 35%)	90	110	110	12	14	13	8	19 000
Оптимизационный (доля производства электроэнергии АЭС – 44%)	115	135	100	18	17	13	12	23 000

Выводы

Представленный анализ показывает, что при принятых значениях капитальных затрат на строительство (5000 USD/кВт для АЭС и 1600 USD/кВт для ТЭС) и обновленном прогнозе потребления электроэнергии в Украине до 2100 года, наиболее реалистичным является пессимистический сценарий развития ядерной генерации с ограничением доли АЭС в производстве электроэнергии на уровне 35%.

Данный вывод связан с необходимостью обеспечения темпов ввода новых (замещающих) энергоблоков в период 2030 - 2040 гг. Полученные с использованием кода МАГАТЭ MESSAGE результаты показывают необходимость ввода в указанный период 8 ГВт, 12 ГВт и 16 ГВт для пессимистического, оптимизационного и базового сценариев развития ядерной энергетики.

Более высокую долю АЭС в производстве электроэнергии можно рассматривать при условии строительства новых и замещающих мощностей в период с 2020 по 2040 гг и/или при переходе на строительство энергоблоков с улучшенными по сравнению с РУ III+ поколения технико-экономическими параметрами (например, энергоблоки GEN-IV).

При реализации оптимизационного сценария доля АЭС в производстве электроэнергии будет

составлять 46% в 2035 году, 44% в 2055 году и 32% в 2100 году, что подтверждает экономическую привлекательность АЭС.

Проведенный анализ показывает накопление значительных объемов отработавшего ядерного топлива для любого из приведенных сценариев. Разница между минимальным и максимальным объемами накопления ОЯТ для рассмотренных сценариев составит до 6 000 т ТМ. С целью уменьшения объемов накопленного ОЯТ необходимо рассматривать переход от открытого ЯТЦ к частичному или полному повторному использованию ресурса урана и плутония, полученных после переработки ОЯТ. При любом сценарии потребуются ввод дополнительных объемов долгосрочного хранилища ОЯТ в период до 2070 и до 2095 года.

При реализации пессимистического сценария АЭС будут вырабатывать 90 млрд. кВт.ч и 110 млрд. кВт.ч в 2035 и 2050 годах соответственно с сохранением энерговыработки до 2100 года.

Обеспечение доли АЭС в производстве электроэнергии на уровне 35% предполагает ввод в эксплуатацию в период до 2025 года двух энергоблоков общей установленной мощностью 2 ГВт на площадке Хмельницкой АЭС, что требует своевременного принятия соответствующих решений.

Список использованной литературы

1. .Енергетична стратегія України на період до 2030 року. Розпорядження КМУ від 15.03.2006 № 145-р. – 2006.
2. Енергетична стратегія України на період до 2030 року. Розпорядження КМУ від 24.06.2013 № 1071-р. – 2013.
3. Енергетична стратегія України на період до 2035 року. – Київ: НІСДУ. – 2014
4. Nuclear Power Economics and Project Structuring / WNA Report / World Nuclear Association/ Report No.: 2012/ 002/ September 2012.
5. INPRO Assessment of the Planned Nuclear Energy System of Belarus A report of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). – IAEA TECDOC No. 1716.– 303 p.
6. Nuclear New Build: Insights into Financing and Project Management OECD 2015 NEA No. 7195. – Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Cooperation and Development. – 248 p.
7. Tools and Methodologies for Energy System Planning and Nuclear Energy System Assessments. – Vienna: IAEA, 2009. – 31 p.
8. Uranium 2014: Resources, Production and Demand OECD 2014 NEA No. 7209. – 506 p.
9. Annual Energy Outlook 2015 With Projections to 2040. – April 2015 U.S. Energy Information Administration.

Получено 12.07.2016

УДК 620.92

Ю.В. Хомич

НТУУ «Київський політехнічний інститут»

ВИЗНАЧЕННЯ ТРЕНДІВ ХАРАКТЕРНИХ ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИХ ПАРАМЕТРІВ ДЛЯ РАННЬОЇ ДІАГНОСТИКИ МАЛИХ ТЕЧ ПЕРШОГО КОНТУРУ, ЩО КОМПЕНСУЮТЬСЯ

Малі течії теплоносія першого контуру еквівалентним діаметром до 11 мм, що компенсуються роботою системи підживлення-продувки 1 контуру, мають негативну специфіку. Це зумовлює необхідність пришвидшення раннього виявлення порушення. Контроль трендів зміни характерних теплогідравлічних параметрів може дозволити значно скоротити час діагностики теч-невидимок.

Ключові слова: безпека, атомна електрична станція, мала течія, дисбаланс підживлення-продувки, тренд.

Вступ. Досвід експлуатації водо-водяних енергетичних реакторів (ВВЕР) показує, що основними причинами інцидентів є: порушення роботи систем енергозабезпечення, порушення в системі керування, порушення оперативним персоналом режиму експлуатації та технічних норм і, окрім іншого, течії різних середовищ, котрі, як правило, призводять до зупинення енергоблоку.

Значна частина аварійних ситуацій виникає на атомних електростанціях (АЕС) через помилки оперативного персоналу. Тому ставиться завдання зменшення залежності безпеки АЕС від людського фактору на стадіях розробки, проектування, будівництва та експлуатації АЕС за рахунок вдосконалення програмних і технічних засобів та введення інтелектуальних систем підтримки оператора.

Використання експертних систем підтримки прийняття рішення (СППР) оператором є перспективним та з роками все більш актуальним шляхом розвитку і вдосконалення автоматизованих систем управління технологічними процесами (АСУ ТП) на АЕС.

Характеристика малих теч, що компенсуються системою підживлення-продувки. Поміж внутрішніх ініціаторів аварійних ситуацій на АЕС є порушення нормальної експлуатації, що самі по собі не є критичними, але з плином часу, при бездіяльності оперативного персоналу та накладенні додаткових відмов переростають у аварії з пошкодженням активної зони (АкЗ). Одними з таких є малі течії теплоносія першого контуру.

Відмінною особливістю малих теч еквівалентним діаметром до 11 мм є той факт, що параметри реакторної установки (РУ) не знижуються без втручання персоналу і безпечний кінцевий стан «холодне зупинення» не може бути досягнуто виключно проектними діями автоматики. Таким чином при виникненні малих теч важливим є їх раннє виявлення.

Ефективність компенсації течі визначається запасом води в баці ТВ10 та наявним часом для

персоналу на забезпечення подачі води на всас насосів системи ТК (підживлення-продувки 1 контуру) з додаткових джерел. Рухаючись в сторону збільшення еквівалентних діаметрів теч, забезпечення додаткових джерел водопостачання стає критичним і створює передумови для переходу в категорію теч, що не компенсуються, які в свою чергу вже є проектними аваріями.

Зменшення маси теплоносія першого контуру відбувається при порушенні цілісності бар'єрів першого контуру, приєднаних до нього трубопроводів та обладнання. В загальному випадку, втрата значної маси теплоносія першого контуру створює такі умови, що погіршують охолодження активної зони (АкЗ) реактора та можуть призвести до підвищення температури оболонок твел. Такі течії супроводжуються підвищенням температури та тиску середовища всередині гермооболонки (ГО) при високих рівнях радіоактивності [1].

Під «малою» ж течією, що компенсується, розуміють течу теплоносія за межі першого контуру, за якої втрата маси теплоносія компенсується продуктивністю підживлюючих насосів. Ці течії відносяться до категорії порушень нормальних умов експлуатації і можуть викликати порушення наступних умов безпечної експлуатації:

- перевищення витрати підживлення над витратою продувки (дисбаланс продувки-підживлення) не більше 0,7 т/год при невідомому розміщенні течі;
- перевищення витрати підживлення над витратою продувки не більше 2,0 т/год при відомому розміщенні течі.

Відповідно до [2], у випадку збільшення дисбалансу продувки-підживлення більше ніж 2 т/год оператор повинен здійснити зупинення і розлоджування реактору.

Причинами теч можуть бути розриви імпульсних трубок контрольних вимірювальних пристроїв, протікання теплоносія через зварні

шви, нещільності неконтрольованих роз'ємів обладнання і трубопроводів 1-го контуру та пов'язаних з ним систем в частині, що не відсікається.

Виникнення течі, що компенсується, характеризується такою зміною параметрів першого контуру (тиску і рівня теплоносія в компенсаторі тиску), яка при проектній роботі систем нормальної експлуатації без втручання оперативного персоналу не призводить до формування сигналів аварійного захисту (АЗ) та захистів системи аварійного охолодження АкЗ реактору (САОЗ). Зниження тиску в першому контурі і рівня теплоносія в компенсаторі тиску (КТ) компенсується за рахунок, відповідно, роботи електронагрівачів (ТЕН) КТ та збільшення витрати підживлення першого контуру [3].

При малих течах першого контуру можуть виникнути умови, за яких відбувається запарювання гарячих ниток головного циркуляційного тракту (ГЦТ) і тиск у першому контурі лишатиметься вище максимального напору насосів САОЗ високого тиску. У результаті досягнення теплоносієм стану насичення утворюється «паровий пухир» під кришкою реактору, що також сприяє припиненню зниження тиску теплоносія в першому контурі. В цьому випадку для забезпечення відведення тепла від АкЗ реактору необхідні дії оперативного персоналу, спрямовані на підживлення парогенераторів (ПГ) і відведення пари, що генерується, а також на скид пари з-під кришки реактору за допомогою системи аварійного газовиділення [4].

За відсутності дій персоналу після досягнення інтегрального дисбалансу продувки-підживлення 19 т відбувається спорожнення деаератору підживлення (через 40,5 хвилин). Для забезпечення подальшої роботи системи підживлення першого контуру оперативний персонал повинен організувати підживлення деаератору з баків запасу бору ТВ10 (наявний час для виконання дій складає 40 хвилин).

Спорожнення деаератору підживлення (за відсутності дій персоналу з організації підживлення) призводить до відключення насосів підживлення та закриття арматури на лініях продувки-підживлення першого контуру. Далі за зниженням рівня в КТ до 4,6 м спрацьовує АЗ реактору [5].

До моменту спорожнення деаератора (у випадку бездіяльності персоналу), дії систем автоматики направлені на утримання параметрів 1-го контуру (тиску і рівня КТ) вище уставок спрацювання технологічних захистів та АЗ.

Малі течі, що компенсуються роботою системи ТК, мають деяку негативну специфіку.

Незважаючи на уся кількість засобів

підживлення першого контуру, передбачених конструкцією енергоблоку, в умовах малої течі еквівалентним діаметром до 11 мм більша частина з них не буде працювати, оскільки параметри не досягатимуть тих значень, за яких системи вводяться в роботу. Лишається лише система ТК, але її можливості обмежені.

За малих теч значення тиску теплоносія в першому контурі лишається доволі високим. З часом запаси розчину бору системи ТК вичерпаються і надалі підживлення першого контуру відбуватися не буде, що неминуче призведе до оголення АкЗ.

Також, за малих теч виникає високий рівень радіаційного забруднення приміщень у випадку несвочасної її ліквідації. Це тягне за собою небезпеку підвищення дозових навантажень на персонал.

Зважаючи на небезпечність та складність їх контролю необхідно розібратися яким же чином можна діагностувати малі течі значно раніше.

Формування аналітичної бази теплогідравлічних розрахунків

Для здійснення ранньої діагностики малих теч необхідно визначити найбільш характерні параметри, зміна яких явно вказує на наявність малої течі. Зазвичай, при виконанні теплогідравлічних розрахунків для малих теч еквівалентним діаметром до 11 мм в якості результатів отримують тренди зміни наступних параметрів:

- масова витрата теплоносія в течу, витрата підживлення та продувки;
- інтегральна витрата теплоносія в течу, витрата підживлення та продувки;
- маса теплоносія першого контуру та котлової води ПГ;
- тиск на виході з реактору;
- тиск в парогенераторах;
- температура теплоносія на вході та виході з реактору та температура насичення;
- температура теплоносія в холодних нитках ГЦТ;
- температура теплоносія в гарячих нитках ГЦТ;
- максимальна температура зовнішньої поверхні оболонок ТВЕЛ;
- підігрів теплоносія в реакторі;
- рівень теплоносія по петлях ГЦТ;
- рівень в реакторі;
- рівень в КТ;
- рівні в ПГ за рівнеміром з базою 4 м;
- рівні в ПГ за рівнеміром з базою 1 м;
- масова витрата турбоживильних насосів;
- потужність реактору та потужність, що передана другому контуру.

Більшість з цих параметрів є розрахунковими і не має відображення на дисплеях і панелях блоч-

ного щита керування (БЩК).

Найбільш показовими для оператора параметрами при виникненні малих теч першого контуру, що компенсуються, я вважаю тиск теплоносія у першому контурі, рівень у КТ та дисбаланс продувки-підживлення. Останній також не виводиться на дисплей монітору робочого місця оператора чи на панель БЩК як самостійний сигнал. Натомість оператор має змогу контролювати окремі значення витрати продувки та витрати підживлення першого контуру і власноруч визначає величину дисбалансу.

Для аналізу були зібрані результати теплогідрравлічних розрахунків (ТГР) малих теч

Таблиця 1. Результати відбору теплогідрравлічних розрахунків малих теч еквівалентним діаметром до 11 мм

Теплогідравлічний параметр	Одиниці вимірювання	Енергоблок	Еквівалентний діаметр течі, мм	Посилання
Дисбаланс підживлення-продувки, ΔG_{TK}	кг/с	ЗАЕС-1	11	Рис. А2.1, [8]
		ЗАЕС-5	11	Рис. А1.3.1, [9]
		РАЕС-3	11	Рис.3.13, [12]
		РАЕС-4	11	Рис. 1.13, [11]
		ХАЕС-1	10,8	Рис. 8-11, [10]
		ХАЕС-2	11	Рис. 1.13, [13]
Рівень теплоносія в КТ, L_{TK}	м	ЗАЕС-1	10	Рис. 13, [7]
		ЗАЕС-1	11	Рис. А2.13, [8]
		ЗАЕС-5	11	Рис. А1.3.13, [9]
		РАЕС-3	11	Рис.3.11, [12]
		РАЕС-4	11	Рис. 1.11, [11]
		ХАЕС-1	10,8	Рис. 8-17, [10]
		ХАЕС-2	11	Рис. 1.11, [13]

Оскільки наявний час для виконання оператором дій з організації підживлення деаератору з баків запасу бору ТВ10 складає 40 хвилин, то інтервал часу спостереження за зміною обраних теплогідрравлічних параметрів був взятий у 2000 сек (дещо занижений для додання консервативності виконуваному аналізу).

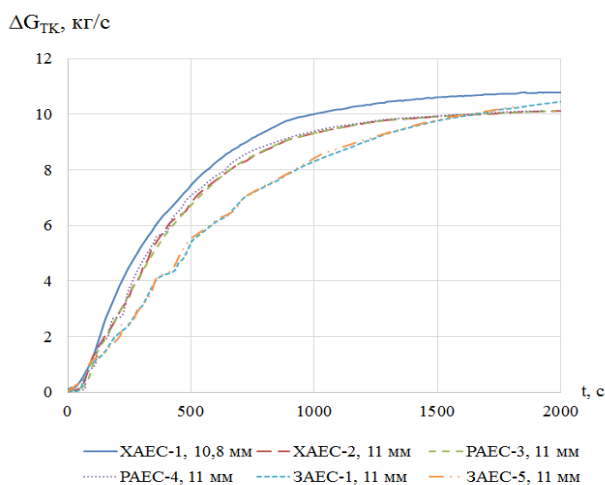


Рисунок 1. Зміна дисбалансу підживлення-продувки у часі при малих течах еквівалентним діаметром 11 мм та 10,8 мм для енергоблоків АЕС України

еквівалентним діаметром не більше 11 мм [6-13] для всіх енергоблоків України з реакторами ВВЕР-1000. З цього масиву даних були відібрані як найбільш показні ті ТГР, що відповідають наступному набору умов:

- кінець паливної кампанії
- робота РУ на номінальному рівні потужності
- робота РУ при проектній роботі систем безпеки;
- уставки спрацювання АЗ не досягаються;
- враховуються дії оператора, спрямовані на підтримання рівня в деаераторі підживлення.

Результати відбору наведені в таблиці 1.

Результати аналізу. Для обраних теплогідрравлічних розрахунків було проаналізовано тренди зміни у часі дисбалансу підживлення-продувки та рівня в КТ. Для визначення математичного вигляду тренду зміни обраних теплогідрравлічних параметрів застосовувався пакет прикладних програм для числового аналізу MATLAB, а також мова програмування, що використовується в даному пакеті.

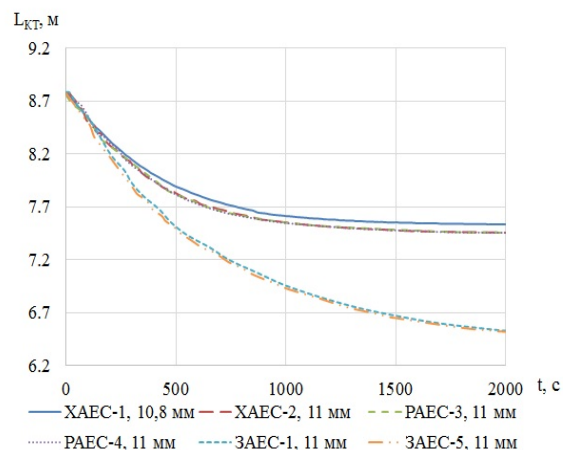


Рисунок 2. Зміна рівня теплоносія в компенсаторі тиску у часі при малих течах еквівалентним діаметром 11 мм та 10,8 мм для енергоблоків АЕС України

Отриманий вид функції для тренду дисбалансу продувки-підживлення:

$$f(x) = p_1 \cdot t^9 + p_2 \cdot t^8 + p_3 \cdot t^7 + p_4 \cdot t^6 + p_5 \cdot t^5 + p_6 \cdot t^4 + p_7 \cdot t^3 + p_8 t^2 + p_9 t + p_{10}$$

де p_i - числові коефіцієнти, значення яких вказані в таблиці 2; t - час, с.

Функція тренду зміни рівня в КТ:

$$y(x) = b_1 \cdot t^9 + b_2 \cdot t^8 + b_3 \cdot t^7 + b_4 \cdot t^6 + b_5 \cdot t^5 + b_6 \cdot t^4 + b_7 \cdot t^3 + b_8 t^2 + b_9 t + b_{10}$$

де b_i - числові коефіцієнти, значення яких вказані у таблиці 3.

Результати лінійної поліноміальної інтерполяції таблично заданих параметрів наведені у таблицях 2-3.

Таблиця 2. Коефіцієнти для функції тренду дисбалансу підживлення-продувки

Коефіцієнт	ХАЕС-1, 10,8 мм	ХАЕС -2, 11 мм	РАЕС-3, 11 мм	РАЕС-4, 11 мм	ЗАЕС-1, 11 мм	ЗАЕС-5, 11 мм
$p_1, 10^{26}$	-2,3340	-0,1026	-2,6460	-3,1390	-0,2575	3,1210
$p_2, 10^{22}$	2,2230	0,1506	2,4000	2,8140	0,2184	-2,6340
$p_3, 10^{18}$	-0,8926	-0,0876	-0,9142	-1,0640	-0,0769	0,9305
$p_4, 10^{15}$	1,9620	0,2709	1,9030	2,2110	0,1479	-1,7790
$p_5, 10^{12}$	-2,5660	-0,4924	-2,3610	-2,7510	-0,1762	1,9840
$p_6, 10^9$	2,0290	0,5414	1,7890	2,0990	0,1446	-1,2880
$p_7, 10^6$	-0,9335	-0,3484	-0,8113	-0,9568	-0,0872	0,4525
$p_8, 10^4$	2,1300	1,0930	1,9390	2,2750	0,3025	-0,7322
$p_9, 10^2$	-0,0518	0,2097	-0,3777	0,5405	0,6533	1,4340
$p_{10}, 10^1$	0,2632	-0,1529	0,0183	0,6530	-0,1910	-0,1996
Коефіцієнт детермінації	0,9998	0,9993	0,9996	0,9977	0,9993	0,9989

Таблиця 3. Коефіцієнти для функції тренду рівня в КТ

Коефіцієнт	ХАЕС-1, 10,8 мм	ХАЕС -2, 11 мм	РАЕС-3, 11 мм	РАЕС-4, 11 мм	ЗАЕС-1, 11 мм	ЗАЕС-5, 11 мм
$b_1, 10^{28}$	3,8810	-4,3990	3,6630	0,2983	4,9260	4,1370
$b_2, 10^{24}$	-3,8330	3,6960	-3,4510	-0,2629	-4,9880	-4,2030
$b_3, 10^{20}$	1,5920	-1,2690	1,3600	9,6960	2,1610	1,8310
$b_4, 10^{17}$	-3,6060	2,2730	-2,9160	-0,1945	-5,2210	-4,4550
$b_5, 10^{14}$	4,8330	-2,2240	3,7250	0,2307	7,6570	6,5950
$b_6, 10^{11}$	-3,8610	1,1150	-2,9120	-0,1650	-6,9070	-6,0090
$b_7, 10^8$	1,6910	-0,28710	1,3090	6,8510	3,6120	3,1630
$b_8, 10^6$	-1,8370	2,3570	-1,3790	-0,1314	-7,9090	-6,6940
$b_9, 10^3$	-2,3690	-2,9390	-2,3930	-1,4910	-2,4500	-2,5900
b_{10}	8,7830	8,7920	8,7510	8,7710	8,77	8,7720
Коефіцієнт детермінації	0,9999	0,9992	0,9991	0,9988	0,9998	0,9999

У зв'язку з дуже високою точністю розрахунку для подальшої роботи з отриманими поліноміальними залежностями було написано додаток на мові програмування Java script для точної візуалізації функцій.

Отримані результати для більшої показовості представлені у вигляді графічних залежностей на рисунках 2-3.

Висновки

Аналіз отриманих результатів показав, що за наявності малої течії, що компенсується, тренди зміни величини дисбалансу продувки-підживлення подібні один одному незалежно від енергоблоку, що розглядається.

$f(x)$, кг/с

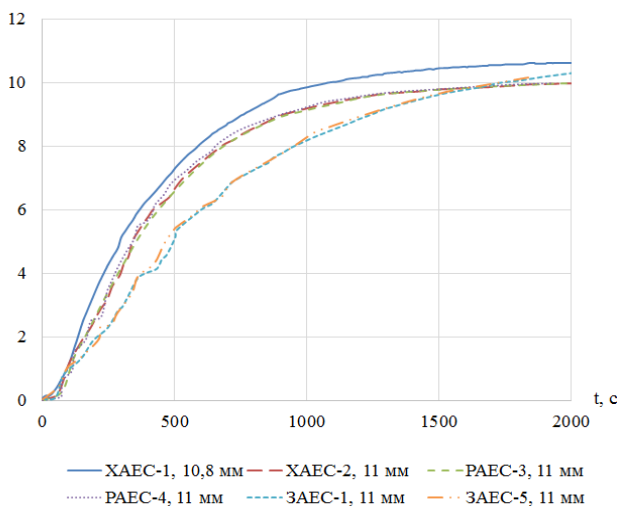


Рисунок 2. Зміна дисбалансу підживлення-продувки у часі при малих течах еквівалентним діаметром 11 мм та 10,8 мм для енергоблоків АЕС України за отриманими поліноміальними залежностями

Те ж стосується і рівня теплоносія в компенсаторі тиску.

Отже, за наявності об'єму статистичної інформації по течах «невидимках» за усі роки експлуатації енергоблоків АЕС України та більшого об'єму теплогідравлічних розрахунків цього порушення, шляхом подібного аналізу можна встановити більш точні межі зміни коефіцієнтів отриманих поліномів з метою подальшого використання цих даних при удосконаленні експертної системи інформаційної підтримки прийняття рішення оператором.

L_{KT} , м

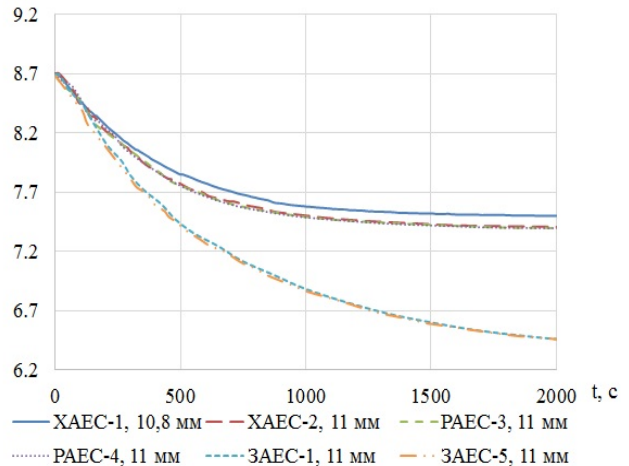


Рисунок 3. Зміна рівня теплоносія в компенсаторі тиску у часі при малих течах еквівалентним діаметром 11 мм та 10,8 мм для енергоблоків АЕС України за отриманими поліноміальними залежностями

Список використаної літератури

1. ЕР49-2007.413.ОД.2. Хмельницькая АЭС. Энергоблок №1. Разработка анализа проектных аварий (АПА) энергоблока №1 ХАЭС. Этап 4. Анализ группы исходных событий (ИС) ННЭ и ПА. Книга 3. – К. : ООО «Энергориск».
2. 1234.ГТ.00.РГ.01.2003. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблоков №1,2,3,4 Запорожской АЭС. – К. : ПО «Запорожская АЭС».
3. 1- ЕР75/55-12.316.ОД.2. Запорожская АЭС. Энергоблок №1. Разработка оперативного вероятностного анализа безопасности (ВАБ) энергоблока №1 ОП ЗАЭС. ВАБ 1-го уровня для внутренних ИСА. Определение аварийных последовательностей. – К. : ООО «Энергориск».
4. 43 923.203.040.АА01 РЕД.1.Ф. Хмельницькая АЭС. Энергоблок №2. Окончательный отчет по анализу безопасности. Глава 15. Анализ проектных аварий. Технический отчет. Уменьшение массы теплоносителя первого контура. Книга 1. – К. : ОАО «Энергопроект».
5. ЕР75/55-12.312.ОД.2 Запорожская АЭС. Энергоблок №1. Разработка оперативного вероятностного анализа безопасности (ВАБ) энергоблока №1 ОП ЗАЭС. ВАБ 1-го уровня для внутренних ИСА. Анализ первичных критериев успеха. – К. : ООО «Энергориск».
6. 38-233.203.022.АВ 01.01.Ред.1.Ф Ровенская АЭС. Энергоблок №4. Окончательный отчет по анализу безопасности. Глава 19. Вероятностный анализ безопасности. Анализ первичных критериев успеха. – К. :ОАО «Энергопроект».
7. ЕР43-2008.361.ОД.1. АПА для энергоблока №1 ЗАЭС. Адаптация. Итоговый отчет. – К. : ООО «Энергориск».

8. ЕР75/55-12.312.ОД.2. Запорожская АЭС. Энергоблок №1. Разработка оперативного вероятностного анализа безопасности (ВАБ) энергоблока №1 ОП ЗАЭС. ВАБ 1-го уровня для внутренних ИСА. Анализ первичных критериев успеха. – К. : ООО «Энергориск».
9. ЕР25-2004.210.ОД.2. Корректировка и обновление ВАБ энергоблока №5 ЗАЭС. Расчетное обоснование критериев успеха. – К. : ООО «Энергориск».
10. 1410WA0R.App09.TR.SC03.01. ОП «Хмельницкая АЭС». Энергоблок №1. Часть 3. Книга 1. Теплогидравлические расчеты для обоснования критериев успеха.
11. 38-233.203.022.АВ 01.02.Ред.1.Ф. Ровенская АЭС. Энергоблок №4. Окончательный отчет по анализу безопасности. Дополнительные теплогидравлические расчеты для ВАБ. – К. : ОАО «Энергопроект».
12. ЕР-2012.312.ОД.1 Ривненская АЭС. Энергоблок №3. Отчет по анализу безопасности. Вероятностный анализ безопасности. Учет полного спектра исходных событий для всех регламентных состояний РУ и БВ в ВАБ, разработка оперативного ВАБ. ВАБ первого уровня для внутренних исходных событий на номинальном уровне мощности. Анализ первичных критериев успеха. – К. : ООО «Энергориск».
13. 48-923.203.022.АВ 01.02.РЕД.1.Ф. Хмельницкая АЭС. Энергоблок №2. Окончательный отчет по анализу безопасности. Дополнительные теплогидравлические расчеты для ВАБ. – К. :ОАО «Энергопроект».

Отримано 14.06.2016

УДК 621.039:504.064.3

*В. В. Карташев**Украинский НИИ Экологических Проблем, г. Харьков***ТРАНСГРАНИЧНОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА ТЕРРИТОРИЮ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
МАКСИМАЛЬНОЙ ПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА ЗАПОРОЖСКОЙ АЭС УКРАИНЫ**

В статье приведены результаты расчетов и обоснование трансграничного радиационного воздействия на окружающую природную среду и население Российской Федерации максимальной проектной аварии на Запорожской АЭС. Показано, что допустимые значения эквивалентных и поглощенных доз облучения органов и тканей человека, определенные в нормативном документе Российской Федерации НРБ 99/2009, не превышаются при самых неблагоприятных метеорологических условиях.

Ключевые слова: Запорожская АЭС, радиационная авария, дозы облучения, трансграничное воздействие.

Введение. Актуальность данных исследований обусловлена продлением срока эксплуатации АЭС Украины. Безусловно, вопросы безопасности стоят на первом месте при продлении срока эксплуатации энергоблоков АЭС или при увеличении мощности электростанции. В соответствии с требованиями международной Конвенции Эспо [1] в этой статье отображены результаты оценки воздействия максимальной проектной аварии на Запорожской АЭС на окружающую среду в трансграничном контексте (на территорию Российской Федерации).

Исходные данные для исследований. Временные интервалы, для которых рассчитываются ожидаемые дозы облучения определены требованиями нормативного документа РФ – НРБ 99/2009 (от 2 суток до 50 лет) [2].

Расстояния от АЭС Украины до соседних государств составляют:

- ОП «Запорожская АЭС»: Российская Федерация – 250 км, Молдова – 360 км, Румыния – 450 км, Беларусь – 505 км, Польша – 840 км, Венгрия – 880 км, Словакия – 910 км.

- ОП «Южно-Украинская АЭС»: Молдова – 130 км, Румыния – 250 км, Беларусь – 380 км, Российская Федерация – 425 км, Польша – 595 км, Венгрия – 620 км, Словакия – 650 км.

- ОП «Хмельницкая АЭС»: Беларусь – 150 км, Польша – 180 км, Молдова – 210 км, Румыния – 225 км, Словакия – 325 км, Венгрия – 370 км, Российская Федерация – 410 км.

- ОП «Ровенская АЭС»: Беларусь – 60 км, Польша – 130 км, Молдова – 325 км, Румыния – 340 км, Словакия – 345 км, Венгрия – 415 км, Российская Федерация – 405 км.

С учетом приведенной выше информации в качестве консервативного варианта воздействия максимальной проектной аварии на АЭС Украины для территории Российской Федерации (РФ) рассматривается аварийная ситуация на Запорожской АЭС.

Для проведения исследований выбрана макси-

мальная проектная авария (МПА) [3] – авария, вызванная двухсторонним разрывом охлаждающей системы (авария ядерного реактора с потерей теплоносителя) при номинальном уровне мощности. Количество радиоактивных веществ, которые будут выброшены в атмосферный воздух при МПА, приведено в таблице 1.

Поскольку все проектные аварии не предполагают разрушений основных конструкций энергоблоков, постулируется выброс без очистки через вентиляционные системы на высоту 100 м (в случае возникновения аварийной ситуации с отрывом крышки коллектора преимущественно (79% активности) выброс происходит также на высоту 100 м). Продолжительность выброса 60 минут.

Консервативно принимается следующее соотношение химических форм изотопов йода:

- 91% находится в молекулярной (элементарной) форме;
- 5% – в аэрозольной форме;
- 4% – в органической форме.

В работе [5] автором этой статьи были проведены исследования по определению наиболее неблагоприятных метеорологических условий для разных расстояний от АЭС и было показано, что максимальные нагрузки на окружающую природную среду (в виде выпадений на поверхность почвы и содержания радиоактивных веществ в атмосферном воздухе) и население на территории РФ ожидаются при метеорологических условиях категории стабильности атмосферы F, без осадков и скорости ветра 0,5 м/с.

Компьютерные коды, используемые для расчета активностей радионуклидов в объектах окружающей среды и доз облучения населения. Для моделирования распространения примесей в атмосфере и формирования доз, обусловленных выбросами радионуклидов, использован программный комплекс PC COSYMA (Code System for MARIA). Это пакет программ для моделирования последствий аварийных выбросов радиоактивных веществ в атмосферу [6].

Таблица 1. Выброс радионуклидов при условии возникновения МПА на реакторной установке ВВЭР-1000 Запорожской АЭС [4]

Радионуклид	Выброс в атмосферный воздух, Бк
^{88}Kr	$2,00 \cdot 10^{13}$
^{90}Sr	$3,10 \cdot 10^{11}$
^{103}Ru	$4,50 \cdot 10^{12}$
^{106}Ru	$6,60 \cdot 10^{11}$
^{131}I	$4,98 \cdot 10^{12}$
^{132}I	$2,70 \cdot 10^{12}$
^{133}I	$4,00 \cdot 10^{12}$
^{135}I	$2,30 \cdot 10^{12}$
^{134}Cs	$7,80 \cdot 10^{11}$
^{137}Cs	$5,00 \cdot 10^{11}$
^{140}La	$8,40 \cdot 10^{12}$
^{141}Ce	$1,40 \cdot 10^{13}$
^{144}Ce	$8,60 \cdot 10^{12}$
Суммарная активность	$7,17 \cdot 10^{13}$

РС COSYMA позволяет оценить следующие параметры и последствия аварийных выбросов:

- объемную активность радионуклидов в приземном слое воздуха и активность, осевшую на поверхность земли в определенных точках местности;
- ожидаемые индивидуальные и коллективные дозы за выбранные периоды времени;
- количество людей, охваченных контрмерами (укрытие, эвакуация, раздача таблеток со стабильным йодом, переселение, дезактивация, ограничение использования сельскохозяйственной продукции) и площадь территории, на которой применяются контрмеры;
- количество запрещенной для употребления сельскохозяйственной продукции;
- количество летальных и не летальных заболеваний.

Программный комплекс может использоваться для детерминистических и вероятностных оценок. Детерминистические оценки дают возможность вычислять последствия для одной установки метеорологических условий, а вероятностные принимают во внимание вероятный разброс метеословий, которые могут быть во время аварии.

Моделирование транспорта радионуклидов в атмосфере выполняется в модуле MUSEMET. В этом модуле используется модель сегментированного Гауссова пятна, которая учитывает почасовые изменения скорости и направления ветра, категории стабильности атмосферы и количества осадков, влияющих на выброшенные вещества. Модель допускает, что метеословия во всем интересующем регионе одинаковые. Почасовые изменения метеословий учитываются только при вероятностной оценке. При детерминистической

оценке принимается, что метеословия (скорость и направление ветра, категория стабильности атмосферы и количество осадков) не изменяются в течение всего интересующего периода. MUSEMET использует высоту перемешивающегося слоя атмосферы, горизонтальные и вертикальные дисперсионные коэффициенты, которые являются функциями стабильности атмосферы. Дисперсионные коэффициенты в данных расчетах приняты для урбанизированных территорий.

В расчетах приняты во внимание следующие пути облучения населения: внешнее облучение от гамма-излучения из облака выброса; внутреннее облучение от вдыхания радионуклидов при прохождении облака выброса; внешнее облучение от бета-излучения радионуклидов, осевших на кожу и одежду; внешнее облучение от гамма-излучения осевших на поверхность земли радионуклидов; внутреннее облучение от поднимаемой с поверхности земли пыли; внутреннее облучение от потребленных пищевых продуктов, загрязненных радионуклидами.

Результаты исследований трансграничного воздействия МПА на территорию Российской Федерации. В таблице 2 приведены результаты расчетов объемной активности радионуклидов в приземном слое атмосферного воздуха и плотности выпадений на границе РФ (250 км от источника выброса) для МПА на Запорожской АЭС.

Таблица 2. Результаты расчетов объемной активности радионуклидов в приземном слое атмосферного воздуха и плотности выпадений на поверхность почвы

Радионуклид	Период полураспада	Максимальная объемная активность в атмосферном воздухе, Бк/м ³	Максимальная плотность выпадений на поверхность почвы, Бк/м ²
Kr-88	2,8 ч	14,9	0,0
Sr-90	29,1 года	4,57	16,5
Ru-103	39 сут	65,8	237
Ru-106	1 год	9,72	35,0
I-131	8 сут	18,5	449
I-132	2,26 ч	0,208	5,02
I-133	21 ч	10,1	245
I-135	6,6 ч	2,29	55,7
Cs-134	2,1 года	11,5	41,4
Cs-137	30 лет	7,38	26,6
La-140	40,3 ч	98,9	356
Ce-141	33 сут	204	735
Ce-144	284 сут	127	456
Сумма		575	2 660

Таблица 3. Дозы облучения органов та тканей человека за 2 суток

Нуклид	Эффек- тивная доза, Зв	Легкие, Гр	Щитови- дная железа (взрос- лые), Гр	Костный мозг, Гр	Материн- ский плод, Гр	Хруста- лик глаза, Гр	Гонады, Гр	Кожа, Гр	Все тело (внешнее облуче- ние), Гр	Щитови- дная железа (дети), Гр
Kr-88	1,32E-09	1,48E-09	1,36E-09	1,13E-09	1,09E-09	1,29E-09	1,02E-09	1,51E-09	1,25E-09	1,50E-09
Sr-90	5,64E-10	1,00E-09	5,36E-11	4,68E-10	2,96E-09	2,01E-17	5,36E-11	9,73E-08	0,00E+00	1,61E-10
Ru-103	1,50E-08	6,84E-08	4,14E-09	3,94E-09	2,18E-08	3,59E-09	3,85E-09	4,32E-07	1,47E-08	4,31E-09
Ru-106	6,86E-09	2,92E-08	2,86E-10	2,73E-10	2,95E-08	2,28E-10	2,67E-10	3,25E-12	5,83E-09	3,72E-10
I-131	1,31E-08	4,28E-09	1,86E-07	3,84E-09	3,52E-09	4,19E-09	3,63E-09	2,09E-06	1,17E-08	2,27E-07
I-132	3,56E-11	3,00E-11	1,78E-10	2,59E-11	2,37E-11	2,84E-11	2,36E-11	1,80E-09	3,42E-11	1,92E-10
I-133	5,56E-09	1,64E-09	8,08E-08	1,44E-09	1,33E-09	1,52E-09	1,36E-09	6,24E-07	4,73E-09	1,05E-07
I-135	8,12E-10	5,29E-10	6,60E-09	4,74E-10	4,35E-10	5,22E-10	4,42E-10	5,64E-08	7,63E-10	7,39E-09
Cs-134	3,12E-09	2,57E-09	2,77E-09	2,40E-09	2,37E-09	2,01E-09	2,30E-09	1,15E-07	3,12E-09	2,77E-09
Cs-137	9,05E-10	7,65E-10	7,35E-10	6,55E-10	7,15E-10	4,70E-10	6,35E-10	9,85E-08	8,96E-10	7,50E-10
La-140	4,81E-08	1,15E-07	1,92E-08	1,84E-08	1,05E-07	1,66E-08	1,83E-08	1,13E-06	4,72E-08	2,00E-08
Ce-141	4,59E-08	3,01E-07	1,88E-09	1,82E-09	7,78E-08	1,62E-09	1,89E-09	2,67E-06	3,95E-08	2,40E-09
Ce-144	9,29E-08	4,57E-07	5,87E-10	6,15E-10	3,61E-07	4,83E-10	6,08E-10	8,45E-07	4,74E-08	1,16E-09
Сумма	2,34E-07	9,83E-07	3,05E-07	3,55E-08	6,08E-07	3,26E-08	3,44E-08	8,16E-06	1,77E-07	3,73E-07

Таблица 4. Дозы облучения органов та тканей человека за 2 недели

Нуклид	Эффек- тивная доза, Зв	Легкие, Гр	Щито- видная железа (взрос- лые), Гр	Костный мозг, Гр	Материн- ский плод, Гр	Хруста- лик глаза, Гр	Гонады, Гр	Кожа, Гр	Все тело (внешнее облуче- ние), Гр	Щито- видная железа (дети), Гр
Kr-88	1,32E-09	1,48E-09	1,36E-09	1,13E-09	1,09E-09	1,29E-09	1,02E-09	1,51E-09	1,25E-09	1,50E-09
Sr-90	1,89E-09	2,65E-09	3,47E-10	4,06E-09	9,73E-09	9,39E-17	3,47E-10	7,72E-07	0,00E+00	1,04E-09
Ru-103	5,81E-08	3,16E-07	1,99E-08	1,82E-08	6,30E-08	1,74E-08	1,64E-08	2,40E-06	5,75E-08	2,03E-08
Ru-106	2,84E-08	1,76E-07	1,51E-09	1,39E-09	7,92E-08	1,19E-09	1,26E-09	1,97E-11	2,56E-08	1,81E-09
I-131	5,98E-08	1,71E-08	8,91E-07	1,59E-08	1,44E-08	1,76E-08	1,49E-08	8,37E-06	5,26E-08	1,11E-06
I-132	3,56E-11	3,00E-11	1,78E-10	2,59E-11	2,37E-11	2,84E-11	2,36E-11	1,80E-09	3,42E-11	1,92E-10
I-133	9,56E-09	2,05E-09	1,54E-07	1,82E-09	1,69E-09	1,94E-09	1,71E-09	7,72E-07	7,74E-09	2,12E-07
I-135	8,63E-10	5,36E-10	7,52E-09	4,81E-10	4,42E-10	5,27E-10	4,49E-10	5,66E-08	8,11E-10	8,42E-09
Cs-134	1,43E-08	1,35E-08	1,47E-08	1,31E-08	1,33E-08	1,05E-08	1,31E-08	7,02E-07	1,43E-08	1,47E-08
Cs-137	4,11E-09	3,87E-09	4,09E-09	3,69E-09	4,16E-09	2,49E-09	3,70E-09	6,05E-07	4,11E-09	4,09E-09
La-140	7,65E-08	2,21E-07	2,79E-08	2,76E-08	1,96E-07	2,36E-08	2,65E-08	1,93E-06	7,50E-08	2,90E-08
Ce-141	1,86E-07	1,36E-06	9,04E-09	8,39E-09	2,07E-07	7,94E-09	7,67E-09	1,46E-05	1,69E-07	1,07E-08
Ce-144	3,92E-07	2,61E-06	3,45E-09	3,59E-09	9,63E-07	2,93E-09	2,88E-09	5,10E-06	2,47E-07	6,00E-09
Сумма	8,33E-07	4,73E-06	1,14E-06	9,95E-08	1,55E-06	8,75E-08	9,00E-08	3,53E-05	6,55E-07	1,42E-06

Таблица 5. Дозы облучения органов та тканей человека за 1 год

Нуклид	Эффек- тивная доза, Зв	Легкие, Гр	Щито- видная железа (взрос- лые), Гр	Костный мозг, Гр	Материн- ский плод, Гр	Хруста- лик глаза, Гр	Гонады, Гр	Кожа, Гр	Все тело (внешнее облуче- ние), Гр	Щито- видная железа (дети), Гр
Kr-88	1,32E-09	1,48E-09	1,36E-09	1,13E-09	1,09E-09	1,29E-09	1,02E-09	1,51E-09	1,25E-09	1,50E-09
Sr-90	1,24E-08	3,47E-09	9,24E-10	7,69E-08	1,28E-08	2,35E-15	9,24E-10	3,05E-06	0,00E+00	2,77E-09
Ru-103	1,67E-07	8,37E-07	7,92E-08	7,07E-08	1,12E-07	7,02E-08	6,17E-08	5,54E-06	1,65E-07	8,08E-08
Ru-106	2,49E-07	1,87E-06	2,07E-08	1,85E-08	1,12E-07	1,72E-08	1,62E-08	6,67E-11	2,34E-07	2,32E-08
I-131	9,46E-08	2,39E-08	1,47E-06	2,24E-08	2,03E-08	2,48E-08	2,10E-08	1,07E-05	8,14E-08	1,88E-06
I-132	3,56E-11	3,00E-11	1,78E-10	2,59E-11	2,37E-11	2,84E-11	2,36E-11	1,80E-09	3,42E-11	1,92E-10
I-133	9,56E-09	2,07E-09	1,54E-07	1,84E-09	1,70E-09	1,96E-09	1,73E-09	7,72E-07	7,74E-09	2,13E-07
I-135	8,63E-10	5,36E-10	7,52E-09	4,81E-10	4,42E-10	5,27E-10	4,49E-10	5,66E-08	8,11E-10	8,42E-09
Cs-134	1,93E-07	1,97E-07	2,16E-07	1,90E-07	1,83E-07	1,73E-07	1,86E-07	2,46E-06	1,93E-07	2,16E-07
Cs-137	5,85E-08	5,90E-08	6,45E-08	5,70E-08	5,75E-08	4,68E-08	5,65E-08	2,18E-06	5,85E-08	6,45E-08
La-140	7,73E-08	2,27E-07	2,81E-08	2,78E-08	1,97E-07	2,37E-08	2,65E-08	1,94E-06	7,57E-08	2,92E-08
Ce-141	4,33E-07	3,25E-06	3,29E-08	3,00E-08	2,42E-07	2,91E-08	2,58E-08	3,15E-05	4,07E-07	3,68E-08
Ce-144	2,73E-06	2,16E-05	5,55E-08	7,32E-08	1,22E-06	4,79E-08	4,27E-08	1,69E-05	2,21E-06	7,32E-08
Сумма	4,02E-06	2,81E-05	2,13E-06	5,69E-07	2,16E-06	4,37E-07	4,41E-07	7,51E-05	3,43E-06	2,63E-06

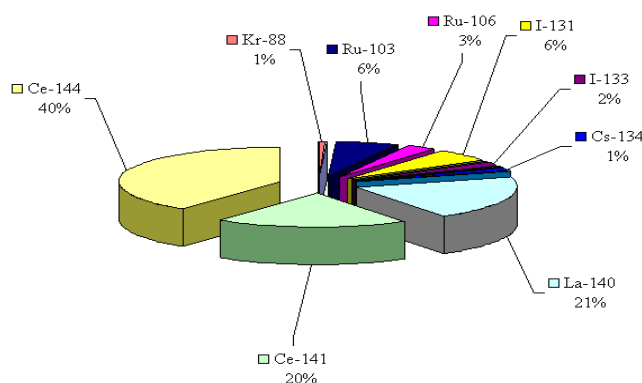


Рис. 1. Относительные вклады радионуклидов в дозы облучения за 2 суток

Максимальные значения объемной активности радионуклидов в атмосферном воздухе на границе РФ (коса Должанская в Таганрогском заливе, расположенная на расстоянии 250 км от Запорожской АЭС) ожидаются для ^{141}Ce – до 204 Бк/м³. Максимальные выпадения на поверхность почвы на границе РФ также ожидаются для ^{141}Ce – до 735 Бк/м².

В таблицах 3–5 приведены результаты расчетов максимальных доз облучения органов и тканей человека на границе РФ для периодов облучения 2 суток, 2 недели и 1 год. На рисунках 1–3 приведены относительные вклады разных радионуклидов в эффективные дозы облучения для указанных интервалов облучения.

За 50 лет суммарная доза, обусловленная максимальной проектной аварией на границе РФ (250 км) не превысит 8,21 мкЗв. Суммарная максимальная доза облучения населения РФ за 50 лет учитывает не только облучение при прохождении облака выброса, но и длительное облучение от осевших на поверхность земли радионуклидов, внутреннее облучение от поднимаемой с поверхности земли пыли и внутреннее облучение от употребленных пищевых продуктов, загрязненных радионуклидами.

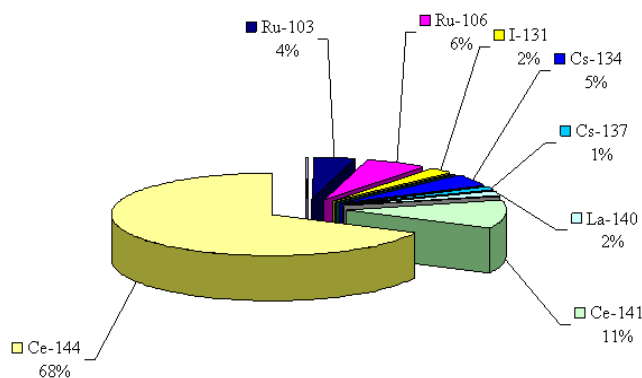


Рис. 3. Относительные вклады радионуклидов в дозы облучения за 1 год

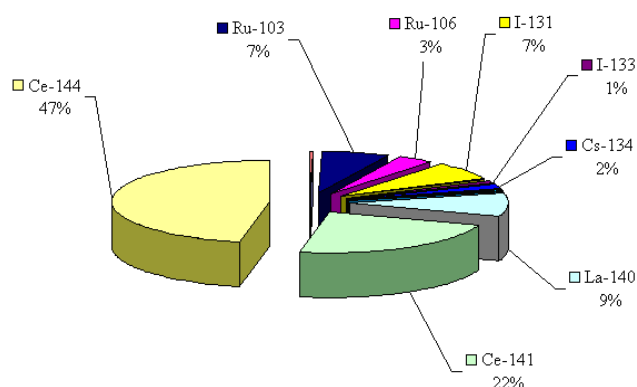


Рис. 2. Относительные вклады радионуклидов в дозы облучения за 2 недели

Оценки радиационных последствий МПА согласно требованиям НРБ 99/2009

Срочные контрмеры. Уровни срочного вмешательства, согласно нормативным документам, ориентируются на величину поглощенной дозы за период 2-х суток. Нормируется поглощенная доза на все тело, легкие, кожу, щитовидную железу, хрусталик глаза, гонады и материнский плод.

Как следует из приведенных результатов расчета, см. третий столбец в таблице 6, ни по одному из приведенных критериев МПА не потребует осуществления экстренных контрмер. Доза в основном формируется за счет осевшей на поверхность почвы активности и ингаляции радиоактивных веществ.

Хроническое облучение. Согласно НРБ 99/2009, при хроническом облучении в течение жизни защитные мероприятия становятся обязательными, если годовые поглощенные дозы превышают определенные пороговые значения. Эти значения и рассчитанные ожидаемые дозы облучения при МПА приведены в таблице 7. Как видно из таблицы пороговые значения не будут превышены.

Таблица 6. Уровни безусловно оправданного срочного вмешательства при остром облучении согласно НРБ 99/2009 [2]

Орган или ткань	Поглощенная доза в органе или ткани за 2 суток, Гр	Оценки поглощенной дозы для МПА, Гр
Все тело	1	1,8E-07
Легкие	6	9,8E-07
Кожа	3	8,16E-06
Щитовидная железа	5	3,73E-07
Хрусталик глаза	2	3,26E-08
Гонады	3	3,44E-08
Плод	0,1	6,08E-07

Таблица 7. Уровни вмешательства при хроническом облучении и оценки доз облучения за год при МПА

Орган или ткань	Годовая поглощенная доза, Гр	Оценка поглощенной дозы за год при МПА, Гр
Гонады,	0,2	4,4Е-07
Хрусталик глаза	0,1	4,4Е-07
Красный костный мозг	0,4	5,7Е-07

Выводы

Основным критерием ограничения облучения в Европе [7–9] за счет техногенных источников является предел индивидуальной эффективной дозы (по всем путям облучения), который устано-

влен на уровне 1 мЗв/год. Проведенная оценка показала, что на границе РФ ожидаемая суммарная эффективная доза не превысит величину 8,21 мкЗв (0,00821 мЗв).

Таким образом, значительное трансграничное воздействие при продлении срока эксплуатации энергоблоков украинских АЭС отсутствует, согласно Конвенции об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном контексте [1], отсутствует потерпевшая сторона. Для выполнения п. 8 Статьи 3 Конвенции о доступе общественности к информации [10] достаточно разместить материалы об оценке воздействия запланированной деятельности на окружающую среду в трансграничном контексте на общедоступных ресурсах, например, на сайтах заинтересованных государственных органов Украины: Минприроды и Минэнергоугля.

Список использованной литературы

1. «Конвенція про оцінку впливу на навколишнє середовище у транскордонному контексті», ратифікована Законом України N 534-XIV від 19.03.1999 р.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ 99/2009). Санитарные правила и нормы. СанПиН 2.6.1.2523 09. – 225 с.
3. Методика оценки источника выбросов радионуклидов при возникновении аварии в реакторной установке ВВЭР-1000. 00.РБ.ХУ.МТ.07 14.
4. Оцінка впливів експлуатації Запорізької АЕС на навколишнє природне середовище. Звіт. Розробка матеріалів оцінки впливу на навколишнє середовище при експлуатації Запорізької АЕС. Книга 3. Частина 2. Повітряне середовище. Вплив радіаційного фактору на атмосферне повітря. ДП «УкрНДПРІ промтехнології», 2015. – 168 с.
5. Карташев В. В. Расчет максимально неблагоприятных метеорологических условий для оценки влияния проектных аварий на АЭС Украины / Проблемы охраны навколишнього природного середовища та екологічної безпеки: Зб. наук. пр. / УкрНДІП. – Х.: ВД «Райдер», 2016.
6. J. A. Jones, P. A. Mansfield, S. M. Haywood et al. PC COSYMA (Version 2): An accident consequence assessment package for use on a PC. – Luxemborg: Office for Official Publications of the European Communities, 1996. – 59 p.
7. Nariadenie vlády č. 345/2006 Z. z. o základných bezpečnostných požiadavkách na ochranu zdravia pracovníkov a obyvateľov pred ionizujúcim žiarením (Government Regulation No. 345/2006 Coll. on Basic Safety Requirements to Protect the Health of Staff and the Population Against Ionizing Radiation).
8. Закон Республики Беларусь «О радиационной безопасности населения» № 122-З от 5.01.1998.
9. Будівництво нових блоків атомної електростанції на території АЕС «Пакш». Дослідження впливу на навколишнє середовище. Міжнародний розділ. ЗАТ «МВМ Пакш II», 2015. – 40 с.
10. «Конвенція про доступ до інформації, участь громадськості в процесі прийняття рішень та доступ до правосуддя з питань, що стосуються довкілля», ратифікована Законом України № 832-XIV від 06.07.1999 р.

Получено 24.11.2016

УДК 621.039.564

А. Д. Скорбун¹, С. М. Стадник¹, В. Г. Котеленець², Д. В. Салов²¹Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України²ВП «Южно-Українська АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом»

ЗАСТОСУВАННЯ ТЕОРІЇ ГІПЕРВИПАДКОВИХ ЯВИЩ ТА КОРЕЛЯЦІЙНОГО АНАЛІЗУ ДЛЯ ШУМОВОЇ ДІАГНОСТИКИ РЕАКТОРНОГО ОБЛАДНАННЯ

Наявність довгих часових рядів даних, які отримуються у процесі безперервного контролю за станом обладнання атомної електростанції, дає можливість використання сучасних статистичних підходів для аналізу довготривалої поведінки такого обладнання. У даному випадку було проведено збір та обробку результатів вимірювання тиску живильної води до парогенератора, перепад тиску теплоносія на головному циркуляційному насосі 1, рівень котлової води в парогенераторі 1 та рівень теплоносія в компенсаторі тиску енергоблоку ВП «Южно-Українська АЕС». Показано, що у деяких з цих параметрів відсутня статистична стійкість, що потребує перегляду підходів до статистичного аналізу таких даних, а виявлені особливості можуть бути новим критерієм для контролю технологічного режиму ядерної установки. Використання кореляційного аналізу виявило залежності між деякими параметрами.

Ключові слова: АЕС, контроль параметрів обладнання, аналіз на гіпервипадковість, кореляція.

Вступ. На сьогоднішній день більшість параметрів роботи реакторного обладнання контролюється технічними засобами автоматизованої системи управління технологічними процесами. Як результат, значення контрольованих параметрів вимірюються безперервно з певною частотою, а в архівах накопчуються довгі ряди даних. Це дає можливість використовувати їх як матеріал для поглибленого аналізу і подальшого практичного застосування результатів аналізу для підвищення надійності контролю за станом технологічного процесу, станом обладнання і, як додаткову інформацію для прийняття управлінських рішень. Все це безпосередньо сприяє підвищенню безпеки та надійності експлуатації ядерної установки.

У даній роботі наявність довготривалих рядів вимірювання параметрів обладнання АЕС використано для розв'язання поставлених у статті задач: аналізу природи випадковості та пошуку кореляцій у проаналізованих даних. Оскільки реакторна установка є складною динамічною структурою з її позитивними і негативними зворотними зв'язками [1], то важко очікувати, що флуктуації контрольованих параметрів будуть дійсно випадковими (у всякому випадку для взаємозалежних параметрів), а отже, виникають сумніви у коректності застосування до них стандартних методів математичної статистики. Тому у роботі використовуються і розвиваються підходи до аналізу даних, які не опираються на функції розподілу [2]. У тому числі перевіряються можливості використання теорії гіпервипадкових явищ [3] для аналізу довгих часових рядів вимірювань деяких параметрів обладнання атомної станції. При цьому запропоновано використання методів Монте-Карло для оцінки надійності результатів.

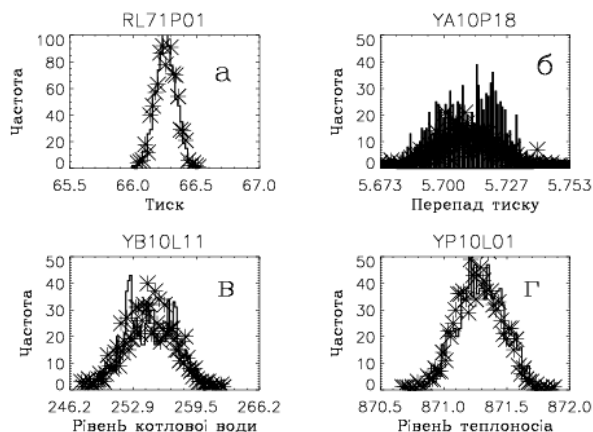


Рис. 1. Гістограми для експериментальних даних (суцільні лінії) і для змодельованих нормальних вибірок з тими ж параметрами відповідно (зірочки).

Опис експериментальних даних. Аналізувалися дані наступних точок вимірювання (параметри):

- RL71P01 – тиск живильної води до парогенератора (ПГ);
- YA10P18 – перепад тиску теплоносія на головному циркуляційному насосі (ГЦН) -1;
- YB10L11 – рівень котлової води в ПГ-1;
- YP10L01 – рівень теплоносія в компенсаторі тиску.

Дані представляють собою 10-ти хвилинні вибірки вимірювання відповідних параметрів з частотою вимірювання близько 0,5 с⁻¹.

На рис.1 представлено гістограми перелічених реальних даних і відповідних їм модельних. Оскільки гістограми мають дзвоноподібний вигляд, то у якості модельних даних було вибрано згенеровані комп'ютером нормально розподілені числа з такими ж, як у відповідних їм реальних даних числом елементів вибірки, середнім і дисперсією.

На наш погляд, модельні і експериментальні криві різняться досить сильно. Тим не менш, можна стверджувати, що для випадків a , z їхні функції щільності розподілу досить близькі, що дає підставу використовувати гаусові моделі для генерування випадкових рядів (див. нижче).

Аналіз даних на гіпервипадковість. Базуючись на центральних граничних теоремах (і, фактично, на припущенні про гаусовість даних), в математичній статистиці стверджується, що при збільшенні числа елементів вибірки дисперсія результату зменшується як $1/\sqrt{N}$, де N – число елементів вибірки [4]). Однак, існує багато експериментальних прикладів того, що похибка при збільшенні числа вимірювань не перестає зменшуватись [3, 5]. А у [4] на стор. 170 можна знайти наступне зауваження: "Питання про можливість застосування закону великих чисел до явищ природи досить складне. Твердження, подібні тим, які робилися нами у деяких прикладах, повинні даватися з належними застереженнями і перевірятися систематичними спостереженнями." Ідея про те, що гіпотеза Гаусса "не витримала перевірки експериментом" розглядається також у [6]. Тому логічним є намагання виконувати статистичний аналіз даних, не припускаючи апріорі, що отримані вибірки розподілені нормально.

У теорії гіпервипадковості [3] якісною ознакою гіпервипадкових властивостей вибірки є зростання або значно уповільнене порівняно з $1/\sqrt{N}$ зменшення дисперсії середнього при збільшенні розмірів вибірки, що трактується як втрата вибіркою статистичної стійкості. А при втраті даними статистичної стійкості статистичні оцінки стають неспроможними, тобто результат починає залежати від розміру вибірки. Для аналізу (перевірки) спроможності наших даних, виходячи з ідей гіпервипадковості, у нашій роботі використовувалися наступні формули [3]:

– $x_i = x_1, x_2, \dots, x_N$ – часовий ряд результатів вимірювання – вихідні дані;

– накопичуване середнє вихідного ряду даних

$$Y_N = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n x_i \quad (n=1, N) \quad (1)$$

– накопичене середнє середнього вихідного ряду даних

$$\overline{m}_{Y_N} = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N Y_n \quad (2)$$

– накопичувана дисперсія вихідного ряду даних

$$D_x = \frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (x_i - y_N)^2 \quad (3)$$

– середня дисперсія вихідного ряду даних

$$D_y = \frac{1}{N^2} \sum_{i=1}^n D_x \quad (4)$$

– незміщена дисперсія флуктуації накопиченого середнього

$$\overline{D}_{Y_N} = \frac{1}{N-1} \sum_{n=1}^N (Y_n - \overline{m}_{Y_N})^2 \quad (5)$$

Зміна з часом величини $\overline{D}_{Y_N}$ і є предметом подальшого аналізу.

Кількісною мірою гіпервипадкових властивостей, а саме статистичної нестійкості ряду даних є наступні величини:

– коефіцієнт γ_N , який характеризує абсолютний рівень статистичної нестійкості

$$\gamma_N = \frac{M[\overline{D}_{Y_N}]}{ND_{Y_N}} \quad (6)$$

де $M[*]$ – оператор математичного очікування;

– коефіцієнт μ_N , який пов'язаний з параметром γ_N і характеризує співвідношення між складовими вибірки, які можна статистично прогнозувати (які описуються певною функцією розподілу), і ефектами непередбачуваних впливів, які не можна статистично прогнозувати (які не описуються певною функцією розподілу),

$$\mu_N = \sqrt{\frac{\gamma_N}{1 + \gamma_N}} \quad (7)$$

Щоб мати можливість порівнювати різні вибірки між собою, в теорії вводяться одиниці статистичної нестійкості.

Для коефіцієнта γ_N в якості одиниці вимірювання статистичної нестійкості пропонується величина γ_{0N} , яка відповідає не корельованому ряду відліків з постійною дисперсією $D_{x_n} = D_x$ і нульовим математичним очікуванням при фіксованому значенні N . Коефіцієнт γ_{0N} розраховується аналітично:

$$\gamma_{0N} = \frac{N+1}{(N-1)N} C_N - \frac{2}{N-1} \quad (8)$$

$$\text{де } C_N = \sum_{n=1}^N \frac{1}{n}$$

Використовуючи одиницю вимірювань γ_{0N} , вводиться відносна величина

$$h_N = \frac{\gamma_N}{\gamma_{0N}} \quad (9)$$

це коефіцієнт, який характеризує абсолютний рівень статистичної нестійкості в одиницях γ_{0N} .

Відносний рівень нестійкості μ_N в одиницях статистичної нестійкості можна охарактеризувати величиною

$$L_N = \frac{\gamma_N - \gamma_{0N}}{\gamma_N} = \frac{h_N - 1}{h_N} \quad (10)$$

який являє собою відношення коефіцієнта статистичної нестійкості, розрахованого для не прогнозованої частини розглянутого процесу, до коефіцієнта статистичної нестійкості всього процесу. Границі змін параметра $h_N - [0, \infty)$, а параметра $L_N - (-\infty, 1]$. Ці коефіцієнти є безрозмірними величинами.

Необхідно також зробити оцінку надійності результату виконаних розрахунків. Оскільки ми маємо справу з рядом чисел, які в першому наближенні вважаються випадковими, то задачу оцінки достовірності переформулюємо наступним чином: чи не є така поведінка характерною для незалежного випадкового ряду? Для відповіді на це запитання у нашій роботі пропонується якісний спосіб оцінювання відмінності аналізованого ряду від випадкового шляхом прямого порівняння експериментального результату з таким для випадкового ряду. За допомогою комп'ютера багато разів генеруємо ряд випадкових нормально розподілених чисел з тими ж значеннями середнього, дисперсії та кількості елементів, що і у експериментального. Гауссовий ряд вибрано з двох причин: по-перше, на рис. 1 видно, що дані мають дзвоноподібний розподіл і у найпростішому варіанті можуть моделюватися функціями, які мають подібний вигляд. По-друге, у теорії гіпервипадковості результати не залежать від вигляду функції розподілу. Такий модельний ряд пропускається через ті ж програми перевірки на гіпервипадковість. Ця процедура повторюється багато разів, і таким чином, нанісши всі результати на один графік, одержимо зону можливих варіантів зміни гіпервипадкових параметрів для випадкових вибірок. Таким чином відмінність наших результатів від випадкового ряду з нормальним розподілом проявляється досить наочно.

На рис. 2 показано докладний результат аналізу

на гіпервипадковість одного з вказаних вище контрольованих параметрів - перепаду тиску теплоносія на ГЦН-1. Пунктирними лініями показано результати аналізу випадкових модельних вибірок. На рис. 2а показано дані, які підлягають аналізу: послідовний ряд значень перепаду тиску – параметра, який досліджується. Середня лінія – накопичене середнє значення перепаду тиску. Незначні флуктуації зовні виглядають випадковими.

На рис. 2б показано хід дисперсії накопиченого середнього значення перепаду тиску. У відповідності до гіпотези про гіпервипадковість нашої вибірки дисперсія середнього не спадає до нуля, як це демонструють модельні дані. Ще більш помітно відмінність експериментальних даних від модельних випадкових проявляється для коефіцієнтів, які характеризують гіпервипадковість вибірки (рис. 2 в-е). Серед них найбільш яскраво демонструє гіпервипадковість вибірки коефіцієнт h_N . Його хід із зростанням числа елементів вибірки якісно відрізняється (зростає) від ходу для випадкових чисел. Нагадаємо, що коефіцієнт h_N характеризує абсолютний рівень статистичної нестійкості в одиницях γ_{0N} . З рис. 2д очевидно, що графік для реальних даних лежить далеко за межами зони випадковості, і з ростом вибірки цей ефект зростає. Таким чином флуктуації перепаду тиску теплоносія мають явно виражений гіпервипадковий характер, тобто не мають статистичної стійкості.

На рис. 3 винесено результати аналогічної обробки всіх чотирьох контрольованих параметрів. З цього рисунка випливає ще одна закономірність. Результати явно розпадаються на дві групи: флуктуації перепаду тиску теплоносія на ГЦН-1 (YA10P18) та рівня котлової води в ПГ-1 (YB10L11) проявляють гіпервипадкові властивості, у той час як тиск живильної води до парогенератора (RL71P01) і рівень теплоносія в компенсаторі тиску (YP10L01) таких властивостей не мають і їхня поведінка не відрізняється від поведінки випадкових модельних вибірок.

Кореляційний аналіз. Наявність довгого часового ряду вимірювань дозволяє також наочно продемонструвати наявність чи відсутність кореляції між поведінкою тих чи інших параметрів. Для цього на координатному полі наносяться точки, що відповідають значенням параметрів, які вивчаються. На осі абсцис відкладаються значення одного досліджуваного параметра (x), на осі ординат – другого (y). Сукупність точок утворює кореляційне поле. Якщо точки розташовані хаотично по всьому полі, це говорить про відсутність залежності між досліджуваними параметрами. В іншому ж випадку деякий взаємозв'язок між параметрами існує [7].

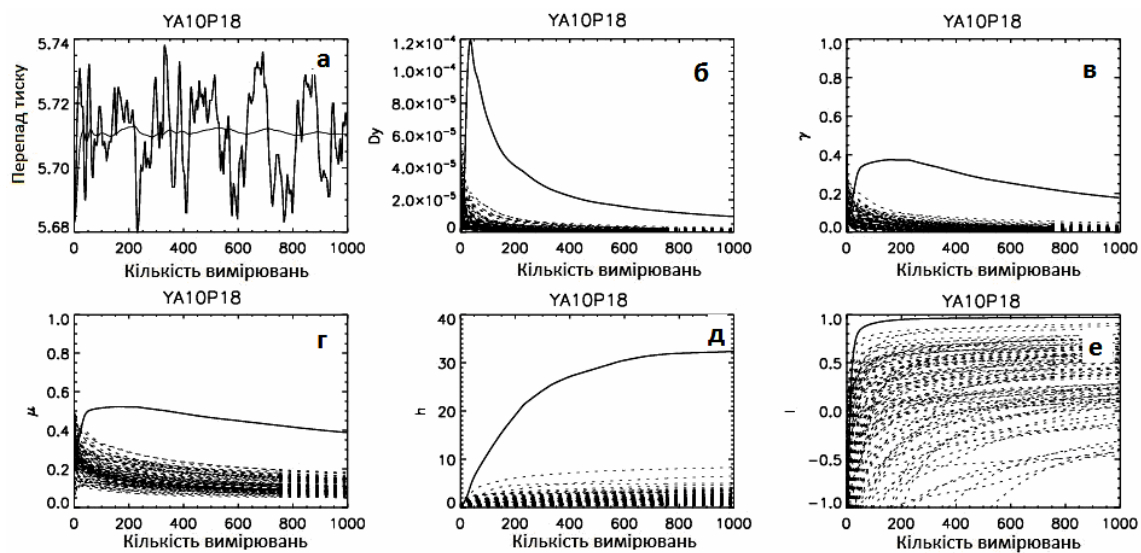


Рис. 2. Гіперстатистичний аналіз регулярних вимірювань перепаду тиску теплоносія на ГЦН-1 (YA10P18). Суцільні лінії – експериментальні дані, пунктир – результати комп'ютерного моделювання: *a* – часовий ряд вимірювань з показаним накопиченим середнім значенням; *б* – дисперсія накопиченого середнього; *в*, *г*, *д*, *е* – зміна у часі параметрів γ , μ , h та L відповідно (пояснення в тексті). Модельні дані – аналіз рядів псевдовипадкових чисел.

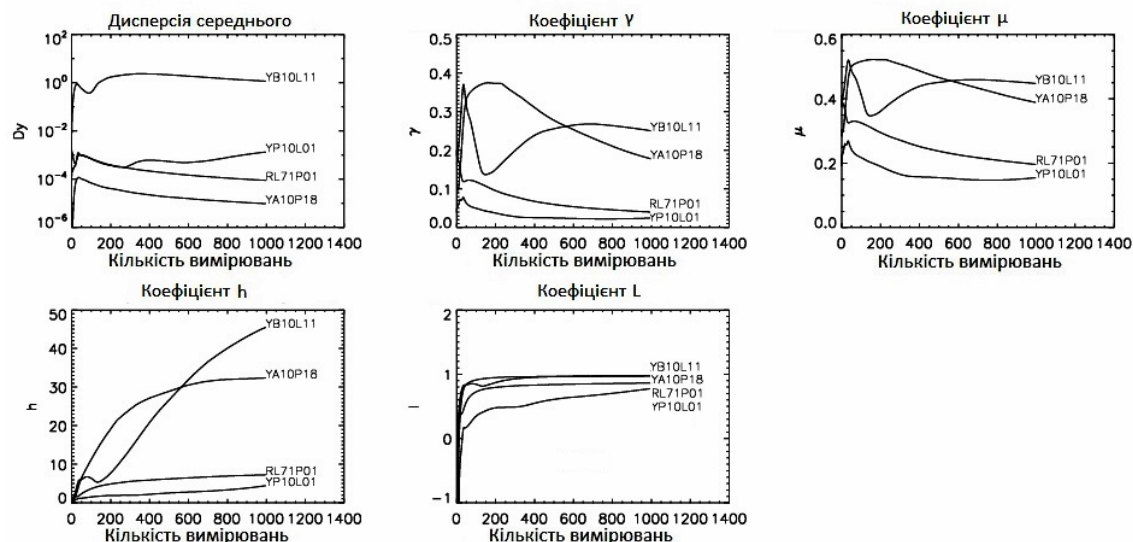


Рис. 3. Порівняльний аналіз коефіцієнтів гіперстатистичного аналізу регулярних вимірювань параметрів в різних точках спостережень. Видно, що за статистичними властивостями флуктуації розділяються на дві групи – безпосередньо першого контуру та його підживлення.

Спроба побудувати такий графік для експериментальних вибірок по всій їхній довжині не дав ніяких результатів: внаслідок великої кількості точок вимірювань кореляційне поле має вигляд суцільної плями, що фактично вказує про відсутність залежності. Проте при зменшенні величини вибірки до 100 значень, як це відображено на рис. 4, картина різко змінилася: на рис. 4 г чітко видно, що поведінка (зміна у часі) параметрів YA10P18 та YB10L11 однакова. Для перевірки, чи не випадковість це, підвибірками в 100 точок проаналізовано весь ряд по всій довжині вимірювань і виявлено, що така взаємозалежність спостерігається протягом всього часу вимірювань. Звер-

немо увагу, що ці вибірки на рис. 3 утворюють групу з гіпервипадковими властивостями.

Обговорення і висновки

1. Як середнє значення, так і дисперсія починають більш-менш стабільно себе поводити, починаючи з певного розміру вибірки (> 200 елементів). Тобто за короткими вибірками робити статистичні оцінки для проаналізованих даних не коректно.

2. На рис.3 показано результати обробки всіх чотирьох наборів даних. З цих рисунків видно, що дані для

- YA10P18 (перепад тиску теплоносія на ГЦН-1);
- YB10L11 (рівень котлової води в ПГ-1);
- та
- YP10L01 – рівень теплоносія в компенсаторі тиску;
- RL71P01 – тиск живильної води до парогенератора

мають принципово різні гіпервипадкові властивості.

На наш погляд, ці відмінності можуть бути обумовлені особливостями протіканням технологічного процесу.

3. Скінченна кількість елементів вибірки не дає можливості повністю оцінити характеристики ряду даних, деякі дані не виходять на асимптотичну пряму. Тому значення різних вибірок можуть дещо різнитись між собою. Для встановлення меж, в яких ці дані можуть флуктувати, можна використати генерації випадкових вибірок з відповідними параметрами. Спосіб є наочним і дає недвояку відповідь на запитання про можливу випадковість отриманих результатів.

4. Наведені на рис. 2, 4 результати моделювання випадкових вибірок вказують на те, що одержати показану експериментальну криву випадковим

чином неможливо. Це є свідченням того, що розташування елементів у вибірці не є випадковим, а має якісь внутрішні закономірності, що проявляється у втраті статичної стійкості.

5. Графічним методом можна виявляти залежні між собою параметри. Оскільки виявлені взаємозалежності (рис. 4г) явно нелінійні, користуватися для виявлення таких взаємозалежностей лінійним коефіцієнтом кореляції (Пірсона) неприпустимо.

6. Наявність гіпервипадкових властивостей у проаналізованих даних, а ще більше наявність кореляцій між ними з необхідністю ведуть до твердження, що такі вибірки не є випадковими і хоча б тому не гаусовими. Відповідно, застосування до їхнього аналізу підходів і розрахунків, оснований на розподілі Гаусса (ДСТУ ГОСТ 8.207:2008 [8]) є принципово не обґрунтованим. Тим не менше, оскільки на атомних електростанціях аналіз даних від вимірювальних систем регулюється нормативними документами, і в реальності самостійно замінювати діючі інструкції неможливо, цікавою міг би бути порівняльний аналіз результатів, основаних на діючих методиках, та на розрахунках з урахуванням виявлених реалій.

Список використаної літератури

1. Павлович В. М. Фізика ядерних реакторів. // НАН України, Ін-т проблем безпеки АЕС. – Чорнобиль (Київ. обл.). – 2009. – 224 с.
2. Simon J. L. Resampling: The new statistics / Simon J. L. – Duxbury Press, 1997.
3. Горбань И. И. Статистическая неустойчивость физических процессов //Радиоэлектроника. – 2011. – Т. 54. - № 9. – С. 40 - 52.
4. Щиголев Б. М. Математическая обработка наблюдений. //М.: Наука. – 1969. – 344 с.
5. Ельясберг П. Е. Измерительная информация: сколько ее нужно? Как ее обрабатывать? – М.: "Наука". Главн. ред. физ.-мат. л-ры. 1983. – 208 с.
6. Тутубалин В.Н. Вероятность, компьютеры и обработка результатов эксперимента // Успехи физических наук. – 1993. – Том 163. – № 7. – С. 93 – 109.
7. Елисеева И.И., Юзбашев М.М. Общая теория статистики, пятое издание переработанное и дополненное. – Москва. – 2004. – 655 с.
8. ДСТУ ГОСТ 8.207:2008 Государственная система обеспечения единства измерений. Прямые измерения с многократными наблюдениями. Методы обработки результатов наблюдений. Основные положения.

Отримано 12.09.2016

УДК 658.562:621.039

*С.В. Бержанский**ГП «НАЭК «Энергоатом», г. Киев, Украина***СИСТЕМА ОПЕРАТИВНОГО УПРАВЛЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТЬЮ:
ШКАЛА ОЦЕНКИ И ЗОНЫ УПРАВЛЕНИЯ**

Статья содержит краткое описание предлагаемой системы оперативного управления текущим уровнем безопасности АЭС (далее - СОУ ТУБ), концепцию ее функционирования и базовые методы управления текущим уровнем безопасности. Предложена шкала измерения риска (как мера оценки безопасности) в диапазоне от оперативного управления до регулирующего вмешательства.

Ключевые слова: текущий уровень безопасности, оперативное управление, контрольные уровни приемлемого риска, зоны управления безопасностью.

1. Введение. Основной целью внедрения в эксплуатационную практику системы оперативного управления текущим уровнем безопасности (далее - СОУ ТУБ) является повышение безопасности путем совершенствования научной и проектной базы методов оценки и управления безопасностью. Указанная цель является практической реализацией нормативных требований (пп. 6.1.1, 6.1.2, 6.4.3 [1]) к разработке и совершенствованию методик оценки и управления безопасностью с учетом научно-технических данных и результатов научных исследований и испытаний, а также требований МАГАТЭ [2, 3¹, 4] к интегральной системе управления ядерными объектами.

Настоящая статья является продолжением серии статей [5] и [6], в которых приведены результаты аналитической работы в направлении совершенствования системы надзора и управления текущим уровнем безопасности (ТУБ).

Приведенные в статьях [5] и материалы содержат описание предлагаемого подхода к достижению указанной цели. Суть предлагаемого подхода сводится к внедрению количественной оценки отклонения ТУБ, как функции от времени (далее – функция ТУБ), от ее требуемого значения. В случае отклонения более статистически ожидаемого, приведение функции ТУБ к требуемому значению.

Приведение функции ТУБ к требуемому значению выполняется вмешательством в состояние элементов энергоблока, формирующих значение показателя. Уровень вмешательства определяется

исходя из располагаемых для его реализации ресурсов. Указанное выше является классическим принципом управления «по-отклонению» с отрицательной обратной связью [5]:

Достоинством такого подхода является возможность прогнозирования реакции объекта управления (в нашем случае - функции ТУБ) на основе аппроксимирующего уравнения без описания внутренних взаимосвязей на основе точных закономерностей. Т.е. построение так называемой функции состояния уровня безопасности энергоблока.

Аппроксимацию предлагается осуществлять заданием эмпирической функции ТУБ $\Phi(\tau)$, основанной на множестве параметров и характеристик энергоблока, сгруппированных в эшелоны защиты (ЭЗ), противостоящих вредному воздействию на человека и окружающую среду разного рода производственных факторов риска (ПФР), статья [6]:

$$\Phi(\tau) = \Phi(x_i(\tau), \dots, x_N(\tau), \text{ЭЗ}_1(\tau), \text{ЭЗ}_2(\tau), \dots, \text{ЭЗ}_j(\tau)); \\ \text{ЭЗ}_j(\tau) = \Theta_j(x_{N+1}(\tau), \dots, x_M(\tau)),$$

где:

$x_i(\tau)$, $i \in (1, N)$ - нормированный к единице показатель текущего состояния ресурса безопасности, не имеющий заданных проектом технологических функций. Например, запасы сред и материальных ресурсов (топливо, транспорт, спецсредства связи, и т.п.);

$\text{ЭЗ}_j(\tau)$ - j -й проектный эшелон защиты от соответствующих ПФР, выполняющий полностью заданную функцию безопасности или ее законченную часть, располагающий для этого технологическими функциями;

$x_j(\tau)$, $j \in (N+1, M)$ - проектные ресурсы безопасности (оборудование, регламентные требования к параметрам эксплуатации и т.п.), сгруппированные функционалом Θ_j (или иначе - на которых определен эшелон защиты $\text{ЭЗ}_j(\tau)$).

¹ п.1-2 (выписка): «Те организации, у которых есть отдельные системы управления по безопасности, ...должны исследовать наличие общих черт между различными программами ...и выполнением оценок. Они должны тогда обратиться к общим подходам и процессам, чтобы управлять своими действиями на основе требований и руководящих указаний, содержащихся в их национальных требованиях и в изданиях МАГАТЭ».

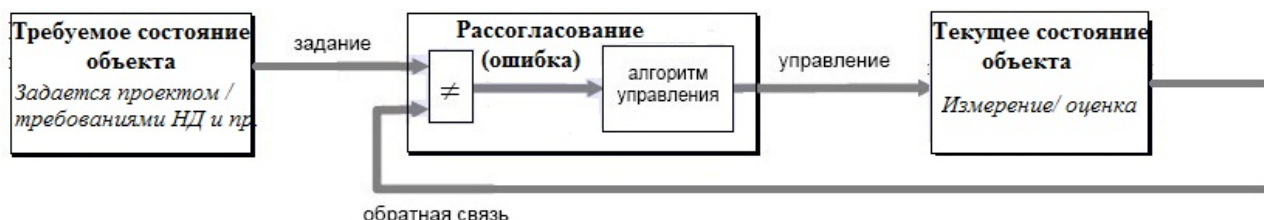


Рисунок 1. Схема управления «по-отклонению» с отрицательной обратной связью

В качестве математического описания ресурса $x_j(\tau)$ предлагается использовать функционал, определенный на множестве значений контролируемых параметров $a_j(\tau)$, характеризующих готовность j -м ресурсом $x_j(\tau)$ выполнить заданную функцию безопасности:

$$x_i(\tau) = W(a_1(\tau), a_2(\tau), a_3(\tau), \dots, a_j(\tau)),$$

где $x_i(\tau)$ - выход процесса преобразования, представляет собой текущее значение показателя готовности выполнить заданную функцию i -м ресурсом²; $a_j(\tau)$ — вход процесса преобразования, представляет собой набор реальных параметров и характеристик эксплуатационных процедур энергоблока, формирующих текущее значение выхода процесса преобразования $x_i(\tau)$; W - оператор преобразования входного набора $(a_1(\tau), a_2(\tau), a_3(\tau), \dots, a_j(\tau))$ в выход $x_i(\tau)$, представляет собой аналитическую зависимость, полученную исследовательским путем; τ - время.

ПФР и ЭЗ сгруппированы в отдельные аспекты безопасности по признаку идентичности источника нанесения ущерба. В статье [5] предложены следующие аспекты безопасности, исходя из организационной структуры распределения ресурсов управления безопасностью:

- ядерная безопасность;
- радиационная безопасность;
- экологическая безопасность (охрана окружающей среды, управление сбросами, выбросами);
- общетехническая безопасность (общетехнические правила и нормы, техническая безопасность, охрана труда, пожарная безопасность);
- безопасность площадки АЭС (сейсмическая опасность, внешние экстремальные воздействия и т.п.).

Функция ТУБ математически задается как показатель готовности элементами эшелонов защиты (оборудованием, с учетом эксплуатационных ограничений) выполнить защитные функции человека и окружающей среды от соответствующих

ПФР. Иными словами, функция ТУБ представляет собой суперпозицию показателей состояния отдельных ЭЗ.

Мониторинг ТУБ представляет собой плановый процесс контроля (измерение и фиксация) параметров эшелонов защиты, на основе которых выполняется количественная оценка изменения во времени функции ТУБ. Интервал мониторинга ТУБ ограничен нормативными сроками и условиями переоценки безопасности и далее в статье (и в СОУ ТУБ) именуется как межоченный интервал.

Для реализации на практике приведенного подхода к управлению безопасностью, необходимо, кроме функции ТУБ, иметь соответствующую шкалу ее оценки, ранжированную по уровням (зонам) управления. Подход к заданию функции ТУБ описан в статьях [5] и [6] и обзорно в данном разделе. Задание шкалы оценки и уровней (зон) управления ТУБ и методы управления ТУБ рассмотрены в статье ниже.

2. Методы управления ТУБ: оперативное управление и регулирование. Как показано в статье [6], управление безопасностью концептуально разделено на два типа: оперативное управление и регулирование, исходя из различия располагаемых механизмов вмешательства в текущее состояние безопасности энергоблока:

- оперативное управление безопасностью³ представляет собой непосредственное управление разрешенной деятельностью путем воздействия на административные, технологические, эксплуатационные, проектные, экономические и прочие ресурсы, обеспечивающие безопасность производственного цикла,
- регулирование безопасности⁴ представляет собой управление условиями осуществления разрешенной деятельности и не является управлением

² Понимается совокупность технологических и процедурных ресурсов безопасности производственного цикла.

³ Здесь под управлением имеется в виду последовательность процессов мониторинга, оценки и выработки управляющего воздействия и отраслевого надзора. Т.е. зона отраслевого управления эксплуатационной безопасностью.

⁴ Здесь и далее под термином «регулирование» понимается государственное регулирование безопасности регулирующими органами. Отраслевое регулирование указано по тексту непосредственно.

ем ресурсами непосредственно. Регулирование выполняется опосредовано, через эксплуатационные структуры, располагающие соответствующими ресурсами и правами их использования в процессе обеспечения безопасности.

Как показано выше, во введении, в СОУ ТУБ оперативное управление предлагается на основе принципа управления «по-отклонению» функции ТУБ от требуемого значения. Математически это описывается аппроксимирующим уравнением: функцией, связывающей аналитической зависимостью последовательно, регистрируемые проектными средствами параметры энергоблока, с показателями готовности выполнить требуемые технологические функции ЭЗ и далее, как суперпозицию указанных показателей, готовность выполнить заданные функции безопасности соответствующим аспектом безопасности.

В процессе оперативного управления эксплуатирующая организация выполняет мониторинг изменения функции ТУБ и, при необходимости, осуществляет ее приведение к требуемому значению, определяемому по шкале оценки и управления ТУБ.

Как показано в статье [6], для оперативного управления необходим набор детерминированных и заранее установленных состояний управляемого объекта. Таким образом, шкала оценки и управления ТУБ представляет собой последовательность зон управления, разделенных контрольными уровнями, значения которых соответствуют характерному показателю безопасности энергоблока. Каждая зона располагает самостоятельными ресурсами для приведения текущего значения ТУБ к требуемому значению.

В СОУ ТУБ характеристическим показателем безопасности энергоблока принят критерий приемлемого риска (КПР), определяемый статистически методами оценки реальных данных нанесения производственным циклом ущерба человеку непосредственно или опосредовано, через ущерб окружающей среде (детальнее КПР рассмотрен ниже в разделе 3). При этом консервативно постулируется, что любая реализация ПФР (выход из под контроля вредных и опасных производственных факторов) приводит к нанесению ущерба, как минимум одному человеку, и ведущего к летальному исходу или ускорению его наступления (сокращения длительности жизни человека).

Таким образом, шкала оценки и управления ТУБ представляет собой последовательность зон управления, разделенных контрольными уровнями приемлемого риска, см. Таблицу 1.

В СОУ ТУБ, при оперативном управлении параллельно предусмотрен отраслевой надзор

за качеством управления безопасностью⁵, исходя из утверждения, что надзор и управление являются элементами единой системы управления производством [5].

Отраслевое регулирование является независимым процессом обеспечения эксплуатационной безопасности и выполняется в случаях выявления отклонения от установленных эксплуатационных требований или параметров.

Согласно п.4.9 [8] и п.2.1 [1]⁶, зону отраслевого регулирования и зону государственного регулирования разделяет наличие аварийной ситуации (нарушение пределов и условий безопасной эксплуатации (ПУБЭ)).

Из приведенного выше следует, что процесс регулирования дополняет процесс оперативного управления безопасностью и замыкает общую систему обеспечения безопасности производства киловатт-часа.

В данной статье процесс государственного регулирования упоминается просто как элемент шкалы управления безопасностью и необходим для общего понимания последовательности процесса управления безопасностью в целом (см. Рисунок 2 ниже)

Детальное рассмотрение процесса регулирования и его математическое моделирование являются предметом отдельного исследования.

Подытоживая, констатируем:

Целью предлагаемой СОУ ТУБ является мониторинг целевой функции безопасности - функции ТУБ и управление ее уровнем в процессе эксплуатации энергоблока на основе планового контроля текущего состояния соответствующих элементов энергоблока.

Мониторинг функции ТУБ в процессе эксплуа-

⁵ В рамках СОУ ТУБ предполагается дополнение традиционной системы отраслевого надзора – инспекционного контроля – количественной оценкой влияния выявленных отступлений от процедур управления, на функцию ТУБ и принятия регулирующего решения аналогично оперативному управлению ТУБ: на основе шкалы отраслевого регулирования, детерминированной по уровням вмешательства.

⁶ Текст указанных пунктов:

п.4.9. В случае возникновения на РУ аварийной ситуации должны быть выяснены и устранены причины ее возникновения и приняты меры для восстановления нормальной эксплуатации РУ. Эксплуатация РУ может быть продолжена только после выяснения и устранения причин возникновения аварийной ситуации по письменному распоряжению главного инженера АС и согласования с государственной инспекцией по ядерной безопасности на АС.

п.2.1. Аварийная ситуация – состояние АС, характеризующееся нарушением пределов и/или условий безопасной эксплуатации, не перешедшее в аварию.

тации энергоблока разбит на последовательные междоценочные интервалы. Междоценочные интервалы ограничены нормативными требованиями переоценки безопасности энергоблока.

Периодичность мониторинга функции ТУБ предполагается определять, исходя из методики планирования измерений (методика полного и дробного факторного эксперимента⁷), с целью снижения систематической погрешности и с регулярностью, обусловленной положениями теории надежности, для определения представительного тренда изменения текущего состояния соответствующего показателя готовности.

Изменение функции ТУБ на междоценочных интервалах обусловлено изменением состояния оборудования и эксплуатационных процедур проверки его состояния (соблюдение установленного порядка и объема проверок, их актуального состояния в действующем нормативном и проектном поле требований).

Случаи скачкообразного изменения функции ТУБ по причинам внешнего для оборудования воздействия, не рассматриваются, так как указанное не обусловлено внутренними процессами в оборудовании и выходит за рамки мониторинга внутренней готовности выполнить оборудованием требуемые технологические функции.

В СОУ ТУБ постулируется, что в течение междоценочного интервала состояние эксплуатационных процедур управления ТУБ не меняется⁸, так как отклонения от них, как правило, обусловлены человеческим фактором индивидуального характера, не имеющего системных закономерностей тренда изменения своего состояния.

Отступления общего (системного) характера, как правило, вызваны внешними (общими для исполнителей) факторами: административные распоряжения, указания общего характера, диспетчерские ограничения и т.п.

При изменении нормативного и проектного поля требований, выпускаются соответствующие технические решения, предусматривающие сроки пересмотра эксплуатационной документации.

⁷ Факторы формируются, исходя из аналитического уравнения показателя готовности выполнить требуемую технологическую функцию – на уровне мониторинга эшелонов защиты, и показателя готовности выполнить заданные функции безопасности – на уровне мониторинга аспектов безопасности функции ТУБ энергоблока.

⁸ В случае изменения эксплуатационных процедур, происходит изменение надежностных параметров оборудования либо снижение вероятности человеческой ошибки при выполнении процедур, что (в конечном итоге) также влияет на надежностные параметры оборудования (готовность, отказоустойчивость и т.п.).

Таким образом, в СОУ ТУБ принято, что изменение функции ТУБ в рамках междоценочного интервала зависит только от изменения внутреннего состояния оборудования энергоблока.

Отсюда можно утверждать, что изменение текущего уровня безопасности обусловлено факторами, влияющими на текущее состояние оборудования энергоблока: отклонение от требуемого состояния стохастического (случайного) и системного характера, аналогично случайной и системной погрешности определения характеристического параметра состояния оборудования.

Стохастические отклонения описываются статистическими характеристиками, такими как дисперсия генеральной выборки значений функции и ее математическим ожиданием, и имеют (как правило) нормальное распределение для измеряемых параметров энергоблока.

Таким образом, стохастические изменения характеризуют ожидаемое отклонение уровня безопасности от его медианного значения в рамках статистической дисперсии выборки. Отклонение за границы области дисперсии полученной статистической выборки значений функции ТУБ, свидетельствует о систематической (не случайного характера) деградации функции безопасности.

Иными словами: отклонения значений функции ТУБ в диапазоне статистически ожидаемой дисперсии, характеризует приемлемый уровень безопасности, для управления которым достаточно оперативных средств и не требуется специальных компенсирующих мероприятий: приемлемость уровня безопасности заложена в проекте заданной надежностью оборудования, состояние которого формирует текущее значение функции ТУБ.

Системные факторы отклонения функции ТУБ обусловлены необратимыми процессами изменений в оборудовании энергоблока, человеческим фактором (текучесть кадров, старение персонала и т.п.), старение материалов, износ оборудования и т.п., требующие специальных (дополнительных к оперативным) компенсирующих мер.

Таким образом, непосредственное (оперативное) управление ТУБ связано с управлением состоянием элементов ЭЗ, целью которого является удержание текущего уровня безопасности в статистически ожидаемой зоне управления. Это обеспечивается:

- для стохастических отклонений – оперативным управлением технологическим оборудованием в рамках действующих эксплуатационных процедур,

- для системных отклонений – периодическим проведением технического обслуживания и ремонта, направленных на реновацию состояния технологического оборудования.

Если в результате мониторинга текущее значе-

ние функции ТУБ превышает установленный критерий для текущей зоны управления, то перечисленные методы управления состоянием оборудования недостаточны и, следовательно, ресурсы управления безопасностью на данном уровне исчерпаны и он не эффективен.

В этом случае разрабатываются компенсирующие мероприятия, исходя из располагаемых ресурсов для установленного по шкале управления уровня вмешательства в состояние эшелонов защиты энергоблока (следующая по очереди зона управления ТУБ) и с учетом результата оценки запаса времени до перехода функции ТУБ в следующую зону управления⁹.

Если, все же, эффективность оперативного управления недостаточна, выполняется переход в зону отраслевого регулирования, где кроме процедур непосредственного управления ресурсами безопасности энергоблока, задействуется процесс управления *условиями* их реализации, дополняемых предлагаемой СОУ ТУБ количественной оценкой влияния на полученное значение критерия приемлемого риска (функции ТУБ), выявленных отступлений.

Так как отраслевой надзор представляет собой составную часть процесса управления производством в целом и его неотъемлемой частью – безопасностью (обосновано в [5]), в СОУ ТУБ управление безопасностью и отраслевой надзор объединены в зону оперативного управления текущим уровнем безопасности.

Оперативное управление направлено на поддержание эксплуатационной безопасности (Рисунок 2) в рамках достигнутого уровня проектной безопасности. Иными словами – достигнутые в проекте количественные показатели безопасности являются целевыми для эксплуатации. Любое изменение проекта влечет за собой переоценку безопасности и, как следствие, переопределение количественных показателей безопасности до следующей ее переоценки.

Уровень проектной безопасности устанавливается проектной организацией при получении лицензии на строительство, и далее пересматривается уже эксплуатирующей организацией периодически (п.6.4.5 [1]) или при последующих модификациях проекта в процессе его эксплуатации, согласно [9].

Таким образом, с учетом вышеизложенного в части случайных и системных изменений

в состоянии оборудования энергоблока, уточним определение зон оперативного управления и отраслевого регулирования:

Оперативное управление ТУБ

зона показателей ТУБ, значения которых обусловлены статистически ожидаемыми значениями параметров и характеристик энергоблока. В основном это события, отнесенные к категории «отклонение от нормальной эксплуатации» и «малозначимые события» [10]. В этой же зоне находится отраслевой надзор за оперативным управлением ТУБ, выполняющий функцию обратной связи в общем процессе управления производством [5];

Отраслевое регулирование ТУБ

зона показателей ТУБ, значения которых вышли за пределы статистически ожидаемого отклонения и обусловлены систематическими изменениями состояния оборудования, не приведшие к нарушению ПУБЭ, но способные привести к их нарушению по истечении расчетного времени деградации функции ТУБ (исчерпания запаса безопасности).

3. Концепция приемлемого риска в СОУ ТУБ. В СОУ ТУБ мерой оценки безопасности принята концепция приемлемого риска [11,12,13,14] на основании следующего:

Общепризнано, что понятия «безопасность» и «риск» взаимосвязаны друг с другом. Часто в публикациях приводится такая их аналитическая зависимость:

$$q = 1 - r$$

где:

q – безразмерный нормированный к единице показатель безопасности;

r – безразмерный нормированный к единице показатель уровня риска.

Продифференцировав по времени уравнение, получим обратную зависимость q и r : чем больше риск, тем меньше безопасность и наоборот:

$$\frac{dq}{d\tau} = -\frac{dr}{d\tau},$$

Из полученного равенства также следует идентичность величины изменения показателя q и показателя r на общем (одном межотчетном) интервале времени:

$$\left| \frac{dq}{dr} \right| = 1$$

Величина изменения показателей является величиной скалярной. Так как для управления каким-либо объектом значимым является величина

⁹ СОУ ТУБ организована таким образом, чтобы предупредить ухудшение текущего уровня безопасности (переход функции ТУБ в более строгую зону управления), для чего ведется плановый мониторинг текущего состояния ресурсов безопасности энергоблока.

изменения (отклонения) его состояния (оценивается показателями), а знак минус характеризует *направление* изменений показателей, не имеющее физического смысла для скалярной величины, отношение изменения показателей q и r приведено по модулю.

Как постулировано в статье [6], функция ТУБ представляет собой безразмерную величину, нормированную к единице: т.е., выраженную в долях от абсолютной безопасности (риск полностью отсутствует). Для управления безопасностью используется отрицательная обратная связь - *отклонение* функции ТУБ от заданного (в начале междоценочного интервала) или предыдущего ее значения (в процессе формирования тренда изменения функции ТУБ внутри междоценочного интервала). *Абсолютное* значение функции не влияет на процесс управления ТУБ.

На основе приведенного, в СОУ ТУБ для построения шкалы оценки и управления ТУБ используется нормированная (безразмерная) количественная оценка *изменения риска*. Характеристическим параметром шкалы принят критерий приемлемого риска (самостоятельный по каждому аспекту безопасности), определяемый независимыми от СОУ ТУБ методами. Например, на основе реальных статистических данных приемлемого риска, определяющих значения контрольных уровней риска r для соответствующих зон управления ТУБ.

В области ядерной безопасности, таковым критерием может быть принят вероятностный критерий - частота тяжелого повреждения активной зоны (ЧПАЗ), в области радиационной безопасности - нормативный критерий частоты предельного аварийного выброса (ЧПАВ).

Вероятностный критерий ЧПАЗ характеризует величину *риска нанесения ущерба* от источника ионизирующего излучения (ИИИ) или радиоактивных продуктов деления. Вероятностный критерий ЧПАВ характеризует величину *риска выхода* ИИИ или радиоактивных продуктов деления за установленные проектом пределы в количестве, превышающем допустимые нормы.

Таким образом, ЧПАЗ характеризует *готовность выполнения* функций безопасности эшелонами защиты, ЧПАВ (независимо от ЧПАЗ) характеризует *эффективность выполнения* функций безопасности эшелонами защиты.

При формировании контрольных уровней КТР, в СОУ ТУБ исходят из консервативного предположения, что достижение контрольного уровня риска приводит к росту вероятности нанесения ущерба человеку. При превышении КТР нормативного (или иначе, приемлемого для данного аспекта безопасности) значения, консервативно принимается факт нанесения ущерба соответ-

ствующим ПФР. Или, иными словами, происходит *реализация* ПФР (постулировано выше в разделе 2).

Данный подход аналогичен принятому в вероятностном анализе безопасности (ВАБ) подходу: если при расчете ЧПАЗ достигается тяжелое повреждение зоны¹⁰ (Core Damage Failure), данный факт, с учетом определений «тяжелой аварии», «тяжелого повреждения активной зоны» и «безопасности АЭС»¹¹, является нарушением нормативного значения, (п.4.1.1 [1]). С учетом приведенного выше, указанное превышение консервативно можно рассматривать как нанесение ущерба, как минимум, одному человеку воздействием радиоактивных продуктов/ИИИ. Например – повышенное облучение персонала ремонтных бригад при ликвидации последствий тяжелого повреждения активной зоны или предельного аварийного выброса.

Однако, при формировании критериев приемлемого риска из ЧПАЗ и ЧПАВ, следует учитывать ограничения расчетных моделей, основанных на деревьях событий и деревья отказов, глава 3.5 [15].

Также следует отметить возможность ранжирования ядерной и радиационной безопасности на необходимое и достаточное условие защиты человека и окружающей среды, исходя из определений Ст.1 Закона Украины [7]¹². Согласно определения, следует, что *реализация требований радиационной безопасности обеспечивается соблюдением норм и правил по ядерной безопасности*.

Отсюда следует, что достаточным критерием приемлемого риска в области ЯРБ является критерий приемлемого риска в ядерной безопасности -

¹⁰ Превышение максимального предела по топливу (8).

¹¹ Безопасность АС – свойство не превышать установленные пределы радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации АС, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях, а также ограничивать радиационное воздействие при запроектных авариях.

Тяжелая авария – запроектная авария, при которой происходит тяжелое повреждение активной зоны.

Тяжелое повреждение активной зоны – повреждение, при котором превышен максимальный проектный предел повреждения тепловыделяющих элементов.

¹² Ядерна безпека - дотримання норм, правил, стандартів та умов використання ядерних матеріалів, що забезпечують радіаційну безпеку.

Радіаційна безпека - дотримання допустимих меж (контрольні рівні, предельно-допустимі дози, концентрації і рівні – коментарій автора) радіаційного впливу на персонал, населення та навколишнє природне середовище, встановлених нормами, правилами та стандартами з безпеки.

вероятностный критерий ЧПАЗ, необходимым условием - критерий приемлемого риска в радиационной безопасности - вероятностный критерий ЧПАВ.

Подытоживая предлагаемое, можно сделать следующие выводы:

Для управления безопасностью в СОУ ТУБ принят подход мониторинга ее изменения.

Мерой оценки безопасности принята оценка изменения риска нанесения ущерба человеку, в расчете на одного индивидуума согласно концепции приемлемого риска.

Критерий приемлемого риска (КПР) определяется производственными факторами риска, характерными отдельно для каждого аспекта безопасности.

Превышение контрольного уровня КПР, соответствующего нормативному критерию безопасности, консервативно принимается фактом реализации ПФР с нанесением ущерба, как минимум, одному человеку.

Аспекты безопасности определены, исходя из двух принципов: наличие самостоятельных ресурсов для их управления и учет административной структуры отраслевого надзора за безопасностью, и предложены следующие аспекты¹³:

- ядерная безопасность;
- радиационная безопасность;
- экологическая безопасность (охрана окружающей среды, управление сбросами, выбросами и т.п.);
- общетехническая безопасность (общетехнические правила и нормы, техническая безопасность, охрана труда, пожарная безопасность);
- безопасность площадки АЭС (сейсмическая опасность, внешние экстремальные воздействия и т.п.).

Управление безопасностью концептуально делится на:

- мониторинг текущего уровня безопасности и оперативное управление проектными ресурсами его обеспечения;
- отраслевое регулирование процесса оперативного управления безопасностью;
- государственное регулирование условий лицензии на эксплуатацию АЭС, в первую очередь, обеспечения ее безопасности.

Для завершения описания системы оперативного управления безопасностью остается задать шкалу оценки и управления, что и будет рассмотрено в следующей главе.

4. Шкала оценки и управления ТУБ. Очевидно, что уровень приемлемого риска в процессе совершенствования барьеров и эшелонов защиты от него, постоянно уменьшается. В противном случае было бы нарушено ключевое нормативное требование – повышение уровня безопасности в процессе эксплуатации АЭС.

Очевидно, что невозможно достижение уровня абсолютной безопасности: когда риск полностью отсутствует и критерий приемлемого риска равен нулю. Таким образом, если предположить интервал эксплуатации бесконечным, можно утверждать, что критерий приемлемого риска на указанном интервале асимптотически приближается к нулю.

Также очевидно, что в условиях естественного процесса старения и износа эшелонов защиты, текущее значение показателя приемлемого риска возрастает и стремится к единице. Поскольку изменение функции ТУБ на межэшелонном интервале (между точками переопределения ТУБ) обусловлено теми же естественными процессами и изменениями параметров стохастического характера, функция ТУБ на всем этапе эксплуатации представляет собой кусочно-непрерывную функцию, имеющую левый и правый предел и претерпевающую разрыв первого рода (скачкообразный переход) в точке ее переопределения.

Исходя из определения бесконечно-малых величин (предел величины стремится к нулю, п.17.1 [16]) и на основании теоремы б.м.в.¹⁴, изменение функции ТУБ (равно, как и обратный ему показатель приемлемого риска), и на межэшелонном интервале, и на всем этапе эксплуатации можно отнести к бесконечно-малым величинам, сокращенно б.м.в.

Согласно свойств б.м.в, их сравнение определяется их отношением (п.18.1 [16]). Таким образом, для определения отклонения величины риска от предыдущего или заданного его значения, необходимо использовать их отношение, как это выполняется, например, в рамках оценки относительного изменения ЧПАЗ:

$$\delta \text{ЧПАЗ} = \frac{\text{ЧПАЗ}(\tau_0)}{\text{ЧПАЗ}(\tau_1)}$$

С учетом сказанного следует, что для оценки изменения приемлемого риска, допустимо приме-

¹³ Перечень аспектов статьи уточнен с учетом п.5.1.1 проекта (на момент написания статьи) отраслевого стандарта «Управління виробництвом. Реконструкція, модернізація, технічне переоснащення».

¹⁴ Пусть b - предел функции $y = f(x)$ в точке a :

$\lim_{x \rightarrow a} f(x) = b$. Тогда заданную функцию можно представить в виде; $f(x) = b + \alpha(x)$, где $\alpha(x)$ - б.м функция. Верно и обратное утверждение [20].

нение следующих свойств б.м.в.:

если $\lim_{\tau \rightarrow \infty} \frac{f(\tau_0)}{f(\tau_1)} = const$, то полученные значения

функции являются одного порядка малости.

Если $\lim_{\tau \rightarrow \infty} \frac{f(\tau)}{g^m(\tau)} = const$ (предел конечен

и не равен 0), то бесконечно малая функция $f(\tau)$ имеет m -й порядок малости относительно бесконечно малой функции $g(\tau)$.

В нашем случае функции $f(\tau)$ и $g(\tau)$ идентичны, так как являются различными значениями одной и той же функции, зафиксированными в различные моменты времени τ_0 и τ_1 . С учетом характера функции ТУБ, как кусочно-непрерывной и сохраняющей свое значение до следующей точки ее переопределения, значение функции ТУБ можно записать следующим образом (в т.н. нормальной форме записи числа):

$$f(\tau_0) = const(\tau_0) \cdot N^n,$$

где:

$const(\tau_0)$ – мантисса значения функции ТУБ

в точке τ_0 , $(\frac{1}{N} < const(\tau_0) \leq 1)$;

N – основание системы счисления, в которой задана функция ТУБ (традиционно – десятиричная, $N=10$);

n – показатель степени малости функции ТУБ в точке τ_0 .

Так как $const(\tau_0)$ представляет собой действительное число, всегда можно найти некоторое другое число, неравное нулю и удовлетворяющее равенству: $const(\tau_0) = x^n$. Тогда значение функции ТУБ в точке τ_0 можно переписать следующим образом: $f(\tau_0) = (x \cdot N)^n$. По аналогии, значение функции в следующей точке мониторинга τ_1 можно записать в виде $f(\tau_1) = (y \cdot N)^m$.

Обозначим значения $x^n = X = const_1$ и $y^m = Y = const_2$. С учетом приведенного, запишем уравнение относительного изменения функции ТУБ между двумя последовательными точками измерения:

$$\frac{f(\tau_0)}{f(\tau_1)} = \frac{(x \cdot N)^n}{(y \cdot N)^m} = \left(\frac{x^n}{y^m}\right) \cdot N^{n-m} = \left(\frac{X}{Y}\right) \cdot N^{\Delta m} = C \cdot N^{\Delta m}$$

где:

C – величина относительного изменения функции ТУБ $(\frac{1}{N} < C \leq 1)$, зафиксированная на интервале оценки;

Δm – величина изменения порядка малости функции ТУБ на этом же интервале.

Согласно приведенному и свойства (1) б.м.в., получаем основное правило управления текущим уровнем безопасности в процессе мониторинга ТУБ на межоценочном интервале:

Если относительное изменение функции ТУБ в процессе мониторинга равно некоторому действительному числу $(\frac{1}{N} < C \leq 1)$ и при этом, величина

изменения показателя малости функции ТУБ $\Delta m=0$, то указанные значения функции являются одного порядка малости и не требуют каких-либо компенсирующих мер и вмешательства в состояние ЭЗ. Поскольку C является константой, то в рамках мониторинга ТУБ достаточно контролировать изменения показателя малости Δm .

Тоже относится и к случаю повышения безопасности - $\Delta m < 0$, но уже исходя из соответствия нормативному требованию повышения безопасности, п. 3.2.4 [1].

При $\Delta m > 1$, уровень безопасности снижается: значение функции ТУБ уменьшается по отношению к заложенному в начале интервала или предыдущему значению внутри интервала. Следовательно, если наблюдается рост уровня риска более чем на один порядок, то требуется переоценка безопасности. Т.е. выполнение внеплановой переоценки критерия приемлемого риска соответствующего аспекта безопасности. В ядерной и радиационной безопасности – это критерии ЧПАЗ и ЧПАВ. Принятие управляющего решения по приведению функции ТУБ к заданному значению, может основываться, например (при существенных затратах на различные пути реализации), на риск-ориентированном подходе.

Из приведенного следует: шаг шкалы оценки и управления ТУБ определяется изменением порядка малости функции ТУБ на один порядок. Или, иными словами, шкала оценки и управления ТУБ носит логарифмический характер.

Аналогичный (логарифмический) характер носит шкала классификации событий на ядерных объектах INES¹⁵, также основанный на опыте оценки последствий реальных событий. Как приведено в руководстве пользователя шкалы INES, п.1.2 [17], целью задания логарифмического характера шкалы заключалась «...в обеспечении четкого разграничения уровня значимости менее тяжелых и более локализованных событий от самой тяжелой аварии».

¹⁵ Оценка событий по шкале INES является обязательной при расследовании свершившихся событий, подпункт (г) пунктов 6.3-6.4 [18].

Отсюда можно сделать вывод о возможности предлагаемой шкалы оценки и управления ТУБ применить как инструмент четкого разделения уровней вмешательства для различных значений отклонения функции ТУБ от требуемого (достигнутого) ее значения.

На основании вышеизложенного и с учетом результатов статистической оценки риска [11,12,13,14] и обобщенного подхода к оценке приемлемого (допустимого) риска [19]¹⁶, можно предложить следующую шкалу контрольных уровней КНР, интегрированную с зонами управления безопасностью, Таблица 1.

Как показано в статье [5], подход к управлению ТУБ основан на преобразовании *недетерминированного* множества параметров в *детерминированный* набор дискретных уровней шкалы управления ТУБ методом квантования¹⁷. Дискретные уровни группируются в зоны ответственности проектных, эксплуатирующих и регулирующих организаций:

базовый уровень, уровень абсолютной безопасности – показатель ТУБ равен 1;

проектный уровень безопасности, достигнутый в проекте – показатель ТУБ равен значению, полученному из параметров энергоблока, обеспечивших достигнутые значения нормативных критериев безопасности:

при начальной оценке безопасности проекта перед получением лицензии на строительство, п. 6.4.4 [1];

при последней переоценке безопасности согласно п. 6.4.5 [1] или согласно [9];

текущий уровень, периодический мониторинг параметров элементов эшелонов защиты, выполняющих функции безопасности – показатель ТУБ равен значению, основанному на текущей выборке параметров энергоблока;

нормативный уровень – показатель ТУБ равен значению, полученному из параметров энергоблока, обеспечивающих нормативное значение критериев безопасности;

уровень абсолютной опасности – показатель ТУБ равен 0.

Совместив предлагаемые уровни с Таблицей 1, получим шкалу оценки ТУБ для аспекта ядерной и радиационной безопасности.

Как видно из рисунка, зона оперативного управления ТУБ ЯРБ (зона отраслевого управления, эксплуатационная безопасность) выделена серым маркером и ограничена контрольными уровнями «Достигнутый проектный уровень безопасности» и «Нормативный уровень безопасности».

Вывод

Предложенная в статье система контрольных уровней и зон управления безопасностью закладывает основу количественной оценки текущего уровня безопасности в области ядерной и радиационной безопасности и позволяет далее развить ее в интегральную систему обеспечения безопасности на всех уровнях, включая государственный.

¹⁶ Величина риска, достижимая по техническим, экономическим и технологическим возможностям; принято допустимым считать 10^{-6} , что означает гибель одного человека на 1 000 000 и соответствует риску гибели людей от природных опасностей (аналогичное значение приемлемого риска 10^{-6} приведено и в материалах [12]).

¹⁷ Квантование — это процедура замены действительного значения функции на ближайшее значение из набора фиксированных величин — уровней квантования.

Таблица 1. Шкала зон управления и контрольных уровней критерия приемлемого риска (КПР)

Зона управления	Контрольный уровень КПР	Уровень управления	Значение КПР (чел/год)
Зона государственного регулирования	Нарушение нормальной эксплуатации, аварийное состояние, авария	Требуется вмешательство регулирующего органа	более 10^{-4}
Зона отраслевого регулирования	Предельно-допустимый эксплуатационный уровень	Требуется вмешательство отраслевых надзорных органов	до 10^{-4}
Зона оперативного управления (включая отраслевой надзор)	Нижняя граница эксплуатационного приемлемого уровня (ЭПУ), установленная отраслевым стандартом	Требуется повышенное внимание отраслевых надзорных органов	до 10^{-5}
	ЭПУ, гарантируемый проектом	Достаточно оперативных операций, минимальный уровень безопасности	до 10^{-6}
	Верхняя граница ЭПУ, нужно стремиться к значению в процессе эксплуатации	Не требуется, максимальный уровень безопасности	до 10^{-7}
Ненормируемая зона	Пренебрежительно малый уровень	Не требуется	10^{-8} и менее



Рисунок 2. Предлагаемые контрольные уровни и зоны управления ТУБ ЯРБ

*Примечание: потенциальный размер ущерба определяется произведением КПР на стоимость устранения потенциального ущерба от соответствующего(ей) исходного события аварии (группы ИСА). Пороговое значение КПР (на рисунке – 10^{-11}), определяется значением отсечения при расчете ЧПА3

Список использованной литературы

1. НП 306.2.141-2008. Общие положения безопасности атомных станций.
2. GS-R-3. Требования безопасности МАГАТЭ. Система управления для установок и деятельности, Вена, 2008.
3. NS-G-1.13. Руководство по безопасности МАГАТЭ. Аспекты радиационной защиты при проектировании атомных электростанций, Вена, 2008.
4. GS-G-3.1. Руководство по безопасности МАГАТЭ. Применение системы управления для установок и деятельности, Вена, 2009.
5. Билей Д. В. Надзор как элемент системы управления и системы качества ISO:9001 / Д. В. Билей, С. В. Бержанский // Ядерна та радіаційна безпека. – 2013. – № 2(58). – С. 54-60.
6. Билей Д.В. Подходы к математическому описанию процессов отраслевого управления и надзора за безопасностью производственного цикла на АЭС

- / Д.В. Билей, С.В. Бержанский // Ядерна та радіаційна безпека. – 2014. – № 4(64). – С. 55-61.
7. Закон України №39/95 (ред.14.10.2014). Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности.
8. НП 306.2.145-2008. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций с реакторами с водой под давлением.
9. НП 306.2.106-2005. Вимоги до проведення модифікації ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки.
10. ПЛ.Д.0.03.463-10. Типовое положение о порядке расследования и учета малозначимых событий в ОП АЭС ГП НАЭК «Энергоатом».
11. Носовский А.В. Введение в безопасность ядерных технологий / А.В. Носовский, В.Н. Васильченко, А.А. Павленко, Е.Н. Письменный, С.В. Широков. – Под ред. А.В. Носовского. – К.: Техніка, 2006. – 360 с.
12. Барбашев С.В. Матеріали регіональної науково-практичної конференції «Екологія Малополіського Погориння в умовах зростаючого антропогенного впливу», 15 – 16 грудня 2011 року / Г. Фурманчук, В. Новосад, В. Бронніков та ін. – Славута, 2011. – С. 128 – 134.
13. Занько Н.Г. Безопасность жизнедеятельности: Учебное пособие. 11-е изд., испр. и доп. / Малаян К.Р., Русак О.Н. Под ред. О.Н. Русака. — СПб.: Издательство «Лань», 2010 – С. 24.
14. Белов С.В. Безопасность жизнедеятельности: Учебник для вузов, 7-е изд. / С.В. Белов, А.В. Ильницкая, А.Ф. Козьяков и др. Под общ. ред. С.В. Белова.— М.: Высш. шк., 2007. — 616 с.
15. Острейковский В.А., Швыряев Ю.В. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ – М. ФИЗМАТЛИТ. 2008 – 352 с.
16. Письменный Д.Т. Конспект лекций по высшей математике. Полный курс. Айрис-пресс, 2005 – 2006 г.
17. INES. Международная шкала ядерных и радиологических событий. Руководство для пользователей – МАГАТЭ, Вена, 2010. – С. 235.
18. НП 306.2.100-2004. Положення про порядок розслідування та обліку порушень в роботі атомних електричних станцій.
19. Определение допустимого (приемлемого) риска— [Электронный документ]. – Режим доступа: <https://ru.wikipedia.org/wiki/Безопасность>.
20. Основные свойства бесконечно малых функций: – [Электронный документ]. – Режим доступа: http://www.webmath.ru/poleznoe/formules_7_13.php.

Получено 22.12.2016

УДК 621.039.7

Ю.О. Ольховик

ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», м. Київ

**ЩОДО ТЕХНОЛОГІЧНОГО ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ ВІТРИФІКАЦІЇ
ЛАВОВИХ ПАЛИВОВМІЩУЮЧИХ МАС ОБ'ЄКТУ «УКРИТТЯ»**

Розглянуто можливість перетворення лавових паливовмісних мас у стійке до альфа-випромінювання боросилікатне скло з використанням індукційного плавлення в «холодному» тиглі. Продемонстрована технічна можливість створення установки вітрифікації лавових паливовмісних мас із застосуванням серійного обладнання, визначені основні вузли і системи такої установки. Запропоновано використання методу планування експерименту для визначення оптимального складу кінцевого продукту.

Ключові слова: лавові паливовміщуючі маси, об'єкт «Укриття», боросилікатне скло, альфа-розпад, холодний тигель.

Вступ. Найбільш радіаційно небезпечним об'єктом в Україні безперечно є зруйнований внаслідок аварії енергоблок №4 Чорнобильської АЕС, відомий наразі як об'єкт «Укриття». Потенційна небезпека об'єкта "Укриття" для навколишнього середовища і людини визначається наявністю подільних матеріалів в кількості біля 185 тон, що знаходяться у вигляді фрагментів активної зони, пилових часток, розчинених солей урану і плутонію та лавових паливовмісних мас. На поточний час відсутні як засоби активного впливу на їх критичність, так і надійні фізичні бар'єри на шляху розповсюдження радіоактивності в навколишнє середовище.

Деструктивні процеси, які протікають в лавових паливовмісних матеріалах (ЛПВМ), з кожним роком збільшують їх небезпеку. ЛПВМ, кількість яких оцінена у 1200 тон, вміщують біля 90 тон опроміненого ядерного палива [1], самочинно руйнуються і радіонукліди, що містяться в них, переходять із зв'язаного стану в рухомі частинки пилу, які здатні вийти за межі об'єкту "Укриття" з повітряними потоками. На сьогодні кількість радіоактивного пилу за консервативними оцінками складає близько 10 тон [2]. Існує потенційний ризик викиду радіоактивного пилу в навколишнє середовище. До теперішнього часу немає єдиної точки зору про характер довготривалої (~ 100 років) поведінки лави, але не виключено тотальне руйнування ЛПВМ і перетворення всього їх обсягу в дрібнодисперсний пил. Сучасний прогноз деградації передбачає руйнування ЛПВМ на фрагменти склофазі з розмірами 300-500 мкм і вивільнені з неї включення опроміненого складу UO_{2+x} розмірами 5 – 15 мкм з подальшим руйнуванням останніх до нанорозмірних часток [2].

Зважаючи на зазначене, "Стратегія перетворення об'єкта "Укриття" в екологічно безпечну систему" передбачає в невизначеному майбутньому вилучення ЛПВМ з і переведення їх у контрольований безпечний стан [3].

Мета кондиціонування ЛПВМ. З точки зору автора основним завданням кондиціонування

ЛПВМ можна вважати їх перетворення в гомогенний і стійкий до впливу природних факторів матеріал, прийнятний для безпечного тривалого зберігання і подальшого захоронення в геологічному сховищі. Процес перетворення ЛПВМ повинен забезпечити розчинення часточок опроміненого ядерного палива і рівномірний розподіл урану і ізотопів трансуранових елементів (в першу чергу ізотопів плутонію) в матриці, властивості якої зможуть на тривалий період забезпечити ізоляцію довгоіснуючих радіонуклідів від навколишнього середовища.

Пропонована технологія кондиціонування ЛПВМ. З огляду на розвиток сучасних технологій кондиціонування ядерних матеріалів і високоактивних відходів, автором запропоновано перетворення ЛПВМ в боросилікатне скло, яке відоме високою стійкістю до корозії у водних середовищах і має малу сприйнятливості до дії радіації [4,5].

Виконані за кордоном дослідження боросилікатних стекел, засвідчили, що для гомогенних боросилікатного скла доза опромінення, вище якої об'єм скла залишається практично постійним, становить близько 10^{18} α -розпад $\cdot$ г⁻¹ (10^{11} рад). Максимальний ступінь зміни об'єму скла під впливом самоопромінення знаходиться в межах $\pm 1,2\%$ [6].

Зазначену задачу перетворення можна вирішити додаванням до ЛПВМ відповідної кількості сполук натрію і бору під час термічної обробки (переплавлення) утвореної суміші.

Наразі накопичений значний практичний досвід кондиціонування високоактивних відходів і ядерних матеріалів у вигляді боросилікатного скла. Перелік працюючих промислових установок наведений у Таблиці 1.

З наведеної таблиці видно, що з 90-х років минулого сторіччя промисловий розвиток отримали в основному керамічні плавильні установки прямого електричного нагрівання, у яких необхідне для плавлення тепло вивільнюється при проходженні електричного струму через розплав скломаси.

Таблиця 1. Перелік працюючих промислових установок з кондиціонування високоактивних відходів шляхом вітрифікації

Країна	Тип процесу. Принцип дії	Продукт*. Продуктивність	Період роботи. Кількість продукту
Росія	Одностадійний. Піч прямого нагрівання	АФС. 450 л/год по розчину	1987-1995. (2000 т)
Франція	Двостадійний. Гарячий тигель	БСС. 25кг/год	1991-2008. (5600 т)
	Двостадійний Холодний тигель	БСС 50 кг/год	2010-2012 (700 т)
США	Одностадійний. Піч прямого нагрівання	БСС. 100 кг/год по суспензії	1996-2008. (4400 т)
Великобританія	Двостадійний. Гарячий тигель	БСС. 25 кг/год	Працює
Бельгія-Німеччина	Одностадійний. Піч прямого нагрівання	БСС. 30 л/год по розчину	1985–1991. (500 т)
Японія	Одностадійний. Піч прямого нагрівання	БСС. 52 кг/год по склу	Працює з 1995

* АФС-алюмофосфатне скло, БСС–боросилікатне скло

Досвід їх створення у зазначених країнах свідчить, що час від початку розробки до промислового застосування складає 20 - 30 років і проект потребує фінансування 10-12 млн \$. Однак, для керамічних плавильних установок потрібні великі приміщення внаслідок притаманних їм габаритів і для них характерна корозія конструкційних матеріалів, що обмежує час експлуатації установок.

Найбільш оптимальним методом отримання боросилікатного скла на основі ЛПВМ, безумовно, є індукційне плавлення в холодному тиглі (ІПХТ), де відбувається пряма взаємодія електромагнітного поля, що проникає через прозору для високочастотного поля стінку тигля, з розплавом.

За рахунок наявності в розплаві, що знаходиться в «холодному» тиглі, місцевих зон його перегріву і конвективного перемішування досягається швидко максимальне розчинення оксиду урану і його рівномірний розподіл в об'ємі скломаси, чого

не вдається досягти при використанні плавлення в муфельній печі через седиментацію уранвміщуючої фази в донну частину скломаси [7].

Відзначено, що вилуговування радіонуклідів з скла, отриманого методом ІПХТ, приблизно в 2 рази нижче, в порівнянні зі склом, виготовленим в печі прямого нагрівання [8]. На поточний час в країнах з розвинутою атомною енергетикою застосування ІПХТ для вітрифікації високоактивних відходів визнано найбільш перспективним напрямком [9, 10]. Основними перевагами ІПХТ на відміну від інших плавильних установок для оскловування високоактивних відходів, є:

- малі габарити одночасно з високою питомою продуктивністю;
- можливість роботи як безперервно, так і періодично;
- широкий діапазон температур процесу оскловування;
- відсутність проблеми корозійної стійкості конструкційних матеріалів;
- відсутність важкого і громіздкого футерування, матеріал якого взаємодіє з розплавом і має кінцевий строк використання.

Процес оскловування ЛПВМ включає такі основні процеси:

- сплавлення подрібнених ЛПВМ з добавками (сполуки натрію і бору), що утворюють скломасу, при охолодженні якої уран, продукти поділу і трансуранові радіонукліди стають частиною аморфної структури скла;
- зливання отриманої скломаси в контейнери;
- очищення газових викидів на всіх операціях технологічного процесу.

Звідси робимо висновок, що установка оскловування має включати наступні основні вузли і системи (Рис. 1):

- вузол подачі подрібнених ЛПВМ;
- вузол подачі флюсуючих добавок;
- вузол змішування ЛПВМ з флюсуючими добавками;
- дозатор суміші в плавильну установку;
- індукційна плавильна установка з «холодним» тиглем;
- високочастотний (ВЧ)-генератор, призначений для постачання до ІПХТ енергії, необхідної для плавлення скла;
- система очищення повітря від радіоактивних аерозолів, що утворюються в процесі оскловування;
- вузол зливу скломаси в приймальний контейнер;
- система транспортування порожніх та заповнених осклованими ЛПВМ контейнерів;
- система водопостачання ВЧ-генератора і ІПХТ;
- система контролю і управління;
- (насоси, арматура тощо).

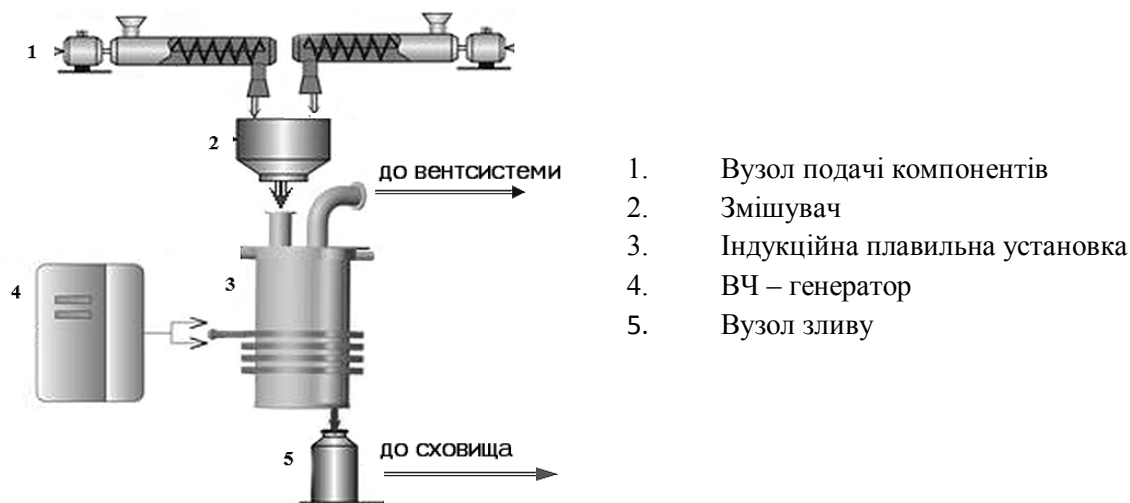


Рис. 1. Загальна схема установки вітрифікації

Слід підкреслити, що з огляду на високу потужність дози випромінювання, притаманну ЛПВМ, елементи обладнання, системи управління, контрольно-вимірювальні прилади і таке інше, що контактують з радіоактивними середовищами і потребують обслуговування, повинні обслуговуватися дистанційно або бути винесені із зони радіаційного впливу.

Розміри і конструкція плавильної установки ПХТ і потужність ВЧ-генератора мають бути конкретизовані в залежності від необхідної продуктивності установки, що визначається як заданим періодом для переробки ~1200 тон ЛПВМ, так і технологічними параметрами процесу оскловування (температура, час гомогенізації розплаву, швидкість розливу скла і таке інше). Можна тільки підкреслити, що на поточний час вже доступні серійні транзисторні ВЧ-генератори з напівпровідниковими перетворювачами частоти потужністю 480 - 960 кВт в діапазоні частот 200-500 кГц [11], що дозволяє планувати можливу продуктивність установки в 60 – 80 кг скла на годину.

Застосування ВЧ-генераторів із вказаними частотними характеристиками дозволяє досягти ефективного нагріву центральної частини розплаву, що знаходиться у тиглі, і створювати установки великої продуктивності, для яких характерні питомі витрати електроенергії у діапазоні 10 – 12 кВт на кілограм скла. Для прикладу слід зазначити, що у Франції вже давно створена і використовується у ядерних центрах серія потужних установок оскловування радіоактивних відходів (Таблиця 2). Зокрема, одна із них має продуктивність до 200 кг скла на годину.

Розливання боросилікатного скла, сформованого із застосуванням ПХТ, доцільно виконувати в металеві бочки, які передбачені в проекті сховища для осклованих високоактивних відходів від

переробки відпрацьованого ядерного палива АЕС України, що мають бути повернені з РФ. Це дозволить уніфікувати технічні рішення по транспортуванню, зберіганню, а в подальшому захороненню осклованих високоактивних відходів різного походження.

При проектуванні вентиляційної системи, виходячи з вимог високої ефективності при одночасній мінімізації габаритних розмірів обладнання газоочищення, можна припустити, що у суміші, яка завантажується в ПХТ, відсутні хімічні сполуки, при розкладанні яких утворюються газоподібні продукти і в першу чергу виділяється водяна пара. Оскільки основним флюсуючим компонентом при утворенні боросилікатного скла слугує тетраборат натрію $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot 10\text{H}_2\text{O}$ (бура), слід передбачити попереднє зневоднення цієї сполуки, що дозволить виключити з системи газочистки вузол збору конденсату, залишивши лише теплообмінник та аерозольні фільтри ФАРТОС. Беручи до уваги відносно невеликі розміри основного обладнання для вітрифікації ЛПВМ, можна запропонувати розміщення установки у будівлі блоку гарячих камер, яка з часом має бути збудована у просторі під Аркою нового безпечного конфайменту.

Таблиця 2. Характеристики установок оскловування радіоактивних відходів у Франції [12]

Внутрішній діаметр холодно-го тигля, мм / Ядерний центр	550/ Мар-куль	650/ Мар-куль	1100/ Мар-куль	1400/ Гренобль
Потужність транзисторного генератора, кВт	300	400	600	800

Дослідження, необхідні для розробки технології кондиціонування ЛПВМ. Для вибору оптимального складу скла слід визначити відповідні критерії прийнятності кінцевого продукту, які мають бути досягнуті в результаті оскловування ЛПВМ. Виходячи з стратегічної задачі формування стійкої матриці для розміщення високоактивних матеріалів у геологічному сховищі, отримане скло має бути стійким до вилугування та зберігати гомогенність і механічну стійкість протягом тисяч років в умовах інтенсивного α -випромінювання внаслідок радіоактивного розпаду інкорпорованих у скло ізотопів плутонію і мінорних актинідів.

На жаль, отримання даних щодо довгострокової стійкості скла експериментальним шляхом потребує великих зусиль і витрат, пов'язаних із застосуванням дорогого сучасного обладнання. Наприклад, з метою кількісної оцінки впливу самоопромінювання при альфа-розпаді і забезпечення надійності прогнозів довгострокової поведінки скла при геологічному захороненні у Франції були виконані комплексні дослідження властивостей боросилікатного скла SON68, легованого $^{244}\text{CmO}_2$. Цей процес зайняв більше 10 років, був застосований комплекс найсучасніших методів дослідження: електронна мікроскопія, спектроскопія комбінаційного розсіювання (раман-спектри), зовнішнє опромінення важкими іонами, ядерний магнітний резонанс ^{11}B і ^{23}Na тощо. Встановлено, що боросилікатне скло аж до поглиненої дози $1,5 \cdot 10^{19}$ α -розпадів $\cdot \text{г}^{-1}$ зберігає структурну однорідність при кімнатній температурі. Не відмічено утворення будь-яких нових фаз, мікротріщин і газових бульбашок, швидкість вилугування залишається надзвичайно низькою і змінюється в межах $\approx 20\%$ незалежно від накопиченої дози аж до максимального значення $4 \cdot 10^{21}$ $\text{keV}/\text{см}^3$ [13].

Властивості, притаманні боросилікатному склу SON68 дозволяють вважати його безпечною довготривалою стабільною матрицею, що придатна для використання в якості одного із захисних бар'єрів при геологічному захороненні високорадіоактивних відходів - продуктів переробки ядерного палива. Модифікація складу ЛПВМ об'єкта «Укриття» шляхом введення бору і лугів і формування боросилікатного скла, близького за складом до скла SON68 (Табл.2, модифікований склад наведений курсивом), дозволить розраховувати на отримання кінцевого продукту, здатного відповідати вимогам механічної, хімічної і радіаційної стійкості на період 100000 і більше років. Розрахунок кількості альфа-розпадів всіх трансуранових радіонуклідів з урахуванням відповідних ланцюжків розпаду дозволяє зробити висновок, що формування сумарної дози ЛПВМ не перевищить $1,2 \cdot 10^{18}$ α -розп. $\cdot \text{г}^{-1}$ за 100000 років.

Зважаючи на зазначені обставини, у якості оперативного критерію якості отриманого в ПХТ

скла можна застосувати швидкість вилугування іонів Na, ізотопу ^{90}Sr та альфа-випромінювачів. Прикладним технологічним критерієм служить в'язкість розплаву, що визначає температуру отримання скляного розплаву і вибір відповідного обладнання.

Таким чином, необхідним є виконання комплексу досліджень для визначення оптимальних співвідношень ЛПВМ і бор-натрій-вмісних компонентів для отримання гомогенної боросилікатної матриці з високою стійкістю до вилугування.

Для вирішення цього завдання доцільне використання методу планування експерименту, що дозволяє визначити вплив обраних факторів (X_i) на властивості кінцевого продукту шляхом одночасного варіювання концентрацій основних компонентів при мінімальній кількості дослідів. У якості факторів (компонентів), які можуть впливати на фізико-хімічні властивості скляної матриці, слід прийняти вміст основних оксидів, присутніх

в ЛПВМ та флюсуючих матеріалах (Таблиця 4).

Кожен компонент чинить відповідний вплив на хімічну стійкість скла, його в'язкість, електропровідність та інші властивості. Збільшення вмісту SiO_2 , Al_2O_3 і ZrO_2 підвищує стійкість скла до вилугування, але підвищує температуру його варки і в'язкість розплаву, що збільшує втрати при випаровуванні, енерговитрати і вартість виробництва. B_2O_3 і луги діють протилежним чином.

CaO та MgO в невеликих кількостях сприяють стабілізації структури боросилікатного скла і, отже, підвищенню його хімічної стійкості, але можуть призводити до збільшення в'язкості.

За результатами проведених експериментів з визначення стійкості скла до вилугування і притаманної розплаву в'язкості має бути визначений оптимальний придатний для іммобілізації ЛПВМ хімічний склад скла, який можна відобразити на відповідній діаграмі, так званому трикутнику Гіббса (Рис. 2).

Таблиця 3. Хімічний склад ЛПВМ об'єкта «Укриття» та боросилікатного скла SON68, мас. %

Оксид	Кераміка з прим. 304/3 [13]		Кераміка з прим. ББ-2 [14]		Коричнева кераміка [1]		Чорна кераміка [1]		Скло SON68, основний склад [15]
SiO_2	65,2	51,7	66,9	53,1	58,5	46,4	63,2	50,2	45,28
CaO	6,2	4,9	4,8	3,8	6,1	4,8	6,6	5,2	4,02
ZrO_2	5,4	4,3	5,1	4,0	6	4,8	5,7	4,5	2,72
Na_2O	5,7	10,9	2	7,9	4,9	10,2	5,5	10,7	10,1
BaO	0,1	0,1	0,1	0,1	0,2	0,2	0,2	0,2	0,61
Al_2O_3	6,9	5,5	0	0,0	6,3	5,0	8,1	6,4	4,94
MnO	1,8	1,4	0,3	0,2	0,5	0,4	0,4	0,3	0,33
Fe_2O_3	0,5	0,4	1,8	1,4	1,2	1,0	0	0,0	2,95
MgO	3,5	2,8	8,9	7,1	6,4	5,1	5,3	4,2	-
UO_2	4,7	3,7	10	7,9	10	7,9	5	4,0	-
B_2O_3	-	14,3	-	14,3	-	14,3	-	14,3	13,97

Таблиця 4. Перелік факторів, що впливають на фізико-хімічні властивості скляної матриці

Найменування фактору							
Na ₂ O	B ₂ O ₃	SiO ₂	Al ₂ O ₃	CaO	MgO	ZrO ₂	UO ₂
X ₁	X ₂	X ₃	X ₄	X ₅	X ₆	X ₇	X ₈

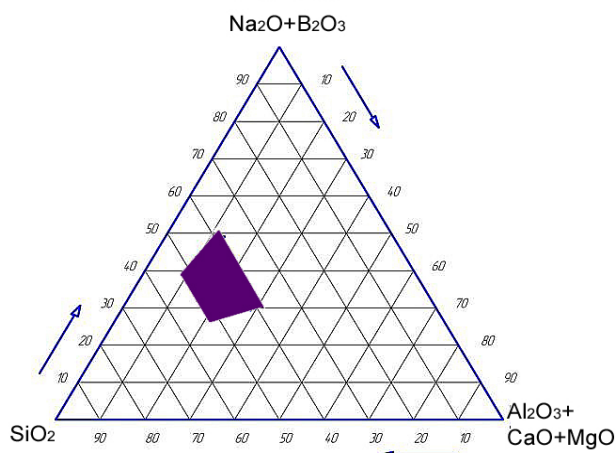


Рис.2. Концентраційна діаграма Гіббса (демонстр.)

Висновки

Підсумовуючи вищезазначене, можна констатувати, що на даний час існують наукові, технологічні і технічні підстави для твердження щодо можливості кондиціонування ЛПВМ до стану, прийнятного для безпечного тимчасового зберігання у поверхневих сховищах з наступним захороненням у геологічне сховище. Беручи до уваги невідомість швидкості деструкції ЛПВМ і значний час, потрібний для створення досконалої технології вилучення ЛПВМ з об'єкту «Укриття» і наступної переробки, необхідно невідкладно почати виконання комплексу науково-дослідних робіт щодо визначення оптимальних технічних і технологічних рішень з переробки лавових паливовмісних мас в боросилікатну матрицю.

Список використаної літератури

1. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС / Р. В. Арутюнян, Л. А. Большов, А. А. Боровой, Е. П. Велихов, А. А. Ключников. — М.: Наука, 2010. — 240 с.
2. Об'єкт «Укриття»: 30 років після аварії / В.О. Краснов, А.В. Носовський, В.М. Рудько, В.М. Щербін. — НАН України, Інститут проблем безпеки АЕС. — Чернівці, 2016. — 512 с.
3. Стратегия преобразования объекта «Укрытие». Утверждена решением межведомственной комиссии по комплексному решению проблем Чернобыльской АЭС. Протокол № 2 от 12 марта 2001 г.
4. Olkhovik Yu. Corrosion Resistance of Chernobyl NPP Lava Fuel-Containing Masses / Yu.Olkhovik, M. Ojovan// Innovations in Corrosion and Materials Science. — 2015. — No.5. (1) - p. 36 – 42.
5. Ольховик Ю.А. О кондиционировании лавовых топливо-содержащих масс объекта «Укрытие»// Ядерная энергетика та довкілля. — 2014. — №2(4). — с. 52–55.
6. Ewing R. C. Actinide waste forms and radiation effects / Ewing R. C., Weber W. J. // Chemistry of the Actinide and Transactinide Elements. — 2011. — V. 6. — P. 3813-3887.
7. Матюнин Ю.И. Исследование урансодержащих боросиликатных стекол, синтезированных в индукционном плавителе с холодным тиглем (ИПХТ)// Ю.И. Матюнин, С.В. Юдинцев // Вопросы радиационной безопасности. — 2000. — №1. — с. 15–23.
8. Лаверов Н.П. Стекла для иммобилизации отходов низкого и среднего уровней радиоактивности / Н.П. Лаверов, Б. И. Омеляненко, С. В. Юдинцев, С. В. Стефановский, Б. С. Никонов// Геология рудных месторождений. — 2013. — том 55. — № 2. — с. 87–113.
9. T. Flament, P. Brunelot (SGN), “The Cold Crucible Vittrification Pilot Plant: a Key Facility for the Vittrification of the Waste Produced in the Korean Nuclear Power Plant”, WM’01 Conference, Tucson, 2001, USA, February 25-March 01.
10. Jouan A., Boen R., Ladirat C. et al, “The Cold Crucible Melter for Vittrification of Liquid and Solid Waste”, International Conference of Future Nuclear System - CLOBAL 1997, Yokohama, Japan, 1997, October 5-10, v. 2, p. 831-835.
11. ТВЧ установки 200-500 кГц. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: http://www.ztvch.ru/oborudovanie/tvch_ustanovki_200_500_kgts
12. Bonnetier A., Hollebecque JF., Lacombe J. et al. Development of an Advanced Cold Crucible for direct induction melting of glass // Conference Lion, France, 2003.
13. Peugeot S. Specific outcomes of the research on the radiation stability of the French nuclear glass towards alpha decay accumulation / S. Peugeot, J.-M. Delaue, C. Jegou // Journal of Nuclear Materials. — 2014. — 444. — p. 76–91.
14. Отчет о состоянии безопасности объекта «Укрытие» — Т. 1. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: http://www.chnpp.gov.ua/index.php?option=com_content&view=article&id=157&lang=ru
15. Peugeot S. Irradiation stability of R7T7-type borosilicate glass / S. Peugeot, J.N. Cachia, C. Jegou, X. Deschanel, D. Roudil, V. Broudic, J.M. Delaue, J.M. Bart // Journal of Nuclear Materials. — 2006. — 354. — p. 1–13.

Отримано 06.10.2016

УДК 502.65:621.039.75:628.3

*Ю. В. Бондарь**ГУ «Институт геохимии окружающей среды» НАН Украины, г. Киев*

СИНТЕЗ ВОЛОКНИСТЫХ ПОЛИМЕРНЫХ И НАНОКОМПОЗИТНЫХ СОРБЕНТОВ ДЛЯ РЕАБИЛИТАЦИИ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Радиационно-индуцированная прививочная полимеризация – современный и эффективный метод модификации полимерных материалов. Рассмотрены примеры использования этого метода для синтеза сорбционно-активных полипропиленовых волокон с ионообменными и хелатирующими функциональными группами. Синтезированные волокна могут также быть использованы в качестве твердой подложки для получения композитных волокон с сорбционно-активной неорганической фазой.

Предложена двухстадийная стратегия синтеза композитных сорбентов (радиационно-индуцированная прививочная полимеризация функционального мономера на поверхность волокна с последующим *in situ* формированием неорганической фазы), которая позволила синтезировать нанокompозитные волокна для эффективного извлечения радионуклидов (Cs, Sr, U) из мультикомпонентных растворов.

Ключевые слова: волокнистый сорбент, полипропиленовые волокна, радиационно-индуцированная прививочная полимеризация, нанокompозитный сорбент, селективность, радионуклид.

Разработка различных методов модификации промышленно выпускаемых полимеров и создание на их основе новых функциональных материалов, а также расширение возможных сфер их применения является актуальной задачей химической технологии.

Полимерные волокна и нетканые материалы с химически активными функциональными группами (ионно-обменными и хелатирующими) в настоящее время находят широкое применение в качестве сорбентов в технологических процессах очистки воды и воздуха от вредных примесей, для сорбционного концентрирования ценных металлов, очистки и концентрирования биологически активных веществ и др. [1-5].

Химически активные волокна благодаря развитой поверхности характеризуются высокими сорбционными параметрами, низким сопротивлением фильтрующего слоя, что позволяет эффективно их использовать в статических и, особенно, динамических режимах сорбции. Удобная форма волокнистых материалов дает возможность упростить стадию отделения сорбента от раствора и возвращать его для повторного использования, что обуславливает преимущества сорбционных волокон по сравнению с гранулированными и мелкодисперсными неорганическими сорбентами.

Полипропиленовые волокна являются перспективной основой для синтеза полимерных сорбентов. Это обусловлено тем, что полипропилен (ПП) имеет не только прекрасные физико-химические свойства (низкая плотность – 0,91-0,92 г/см³, эластичность, устойчивость к двойным изгибам, высокая стойкость к действию кислот, щелочей, органических растворителей, нетоксичность), но и низкую стоимость. Однако, ПП является химически инертным и гидрофобным материалом

и требует специальных методов модификации.

Большие возможности для модификации различных полимерных материалов продемонстрировали радиационно-химические технологии и, в частности, метод радиационно-индуцированной прививочной полимеризации [6-8].

Радиационно-химическая модификация полимеров основана на аппаратном воздействии на полимерную матрицу источника ионизирующего излучения. Ускоренные электроны и тормозное γ -излучение электронных ускорителей, а также γ -излучение от источника ⁶⁰Co – основные виды ионизирующих излучений, применяемые для радиационной модификации полимеров. Преимуществом ускорителей электронов по сравнению с источниками γ -излучения является их меньшая радиационная опасность, а также разработанный и выпускаемый широкий ассортимент ускорителей на высокие, средние и малые энергии для промышленных и прикладных целей [9].

Возникающие при облучении возбужденные состояния, ионы, свободные радикалы и др. участвуют в реакциях, приводящих как к химическим, так и структурным изменениям и, соответственно, к изменению физико-химических свойств полимерной матрицы. Наряду с традиционными направлениями радиационной технологии полимеров, связанными со сшиванием, отверждением и деструкцией полимерных материалов, которые уже получили широкое промышленное внедрение, развивается направление, связанное с химической модификацией полимерной матрицы - радиационно-индуцированная прививочная полимеризация.

Радиационная прививочная полимеризация (РПП) является одним из методов получения новых функциональных материалов путем модификации промышленно выпускаемых полимеров

(полиолефины, фторсодержащие полимеры, полиамиды, поливинилхлорид, целлюлоза и др.) и изделий из них.

Радиационная прививочная полимеризация основана на генерировании активных центров радикальной и ионной природы на/в полимерной матрице под действием ионизирующего излучения, которые инициируют прививочную полимеризацию на поверхности (и в объеме) разнообразных виниловых и акриловых мономеров с желаемыми функциональными группами. В результате РПП на поверхности полимерной матрицы формируются ответвляющиеся (боковые) цепи (нано- микрометровой длины) из *прививаемых мономеров*, которые химически связаны с первичной полимерной матрицей. При этом *привитая* первичная полимерная матрица приобретает новые химические (физико-химические) свойства при сохранении (или небольшом изменении) исходных прочностных свойств (рис. 1).

Разработаны различные методы РПП, основными из которых являются метод прямой прививки (совместное облучение полимерной матрицы в присутствии жидкого или газообразного мономера в инертной атмосфере) и метод пострадиационной прививочной полимеризации (полимерная матрица, после предварительного облучения в атмосфере инертного газа или на воздухе, помещается в раствор мономера).

Основным фактором, определяющим процесс радиационной прививки, является доза облучения, с увеличением которой содержание активных центров, инициирующих прививку, повышается. Тем не менее, параметры самой полимерной матрицы (природа полимера, его кристалличность и др.), а также параметры реакции прививочной полимеризации (природа мономера, состав реакционного раствора, температура и время реакции) позволяют контролировать процесс и получать привитой полимер с желаемыми свойствами.

К преимуществам РПП можно отнести следующее:

- РПП - современный метод получения новых полимерных материалов путем модификации промышленно выпускаемых полимеров в виде волокон, ткани, пленок, гранул и готовых изделий;

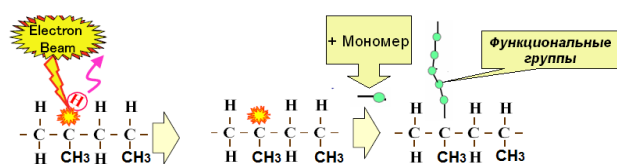


Рис. 1. Принципиальная схема радиационно-прививочной полимеризации виниловых мономеров на полипропилен

- РПП позволяет модифицировать как большие площади, так и локальные участки полимеров и полимерных изделий;

- РПП – современные «зеленые технологии» - минимум реагентов, получение сополимеров высокой чистоты;

- Простота и контролируемость процесса РПП - возможность легко регулировать степень модификации путем изменения интенсивности облучения и условий проведения прививочного процесса.

Современные промышленные технологии с использованием РПП включают следующее:

- синтез ионообменных полимерных мембран и адсорбентов и регулирование их физико-химических свойств;

- синтез твердых полиэлектролитов на основе перфторированных полимерных пленок для низкотемпературных топливных элементов – современных источников питания для портативных и переносных приборов (fuel cells);

- синтез полимерных композиций для улучшения адгезии к металлу;

- синтез электропроводящих полимерных материалов;

- синтез биосовместимых полимеров;

- синтез полимерных матриц для создания катализаторов, химических и биологических сенсоров.

В Институте геохимии окружающей среды НАН Украины совместно с лабораторией электронных ускорителей Еунгнамского университета (Ю.Корея) были синтезированы сорбционно-активные полипропиленовые волокна с различными функциональными группами (карбоксильными, сульфо-, аминогруппами и др.) [10-14].

В качестве полимерной основы для проведения радиационно-индуцированной прививочной полимеризации служил нетканый материал из полипропиленовых волокон. Для инициации прививочной полимеризации полипропиленовые волокна облучали потоком ускоренных электронов с энергией 0,7 МэВ на ускорителе конвейерного типа ЭЛВ-05 на воздухе. Задача исследований состояла в нахождении оптимальных условий синтеза сорбционно-активного материала.

Были синтезированы полипропиленовые волокна с карбоксильными группами (рис. 2) путем прививки из водного раствора акриловой кислоты (АК).

Было определено влияние экспериментальных параметров – поглощенной дозы, продолжительности реакции, температуры и концентрации ингибитора на процесс прививочной полимеризации. Установлено, что процесс прививки АК существенно замедляется вследствие гомополимеризации АК в растворе.

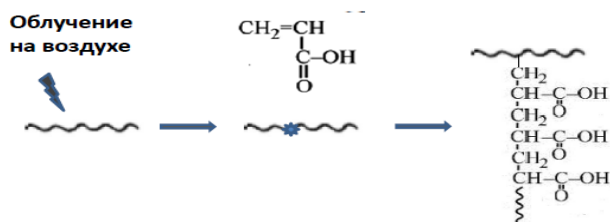


Рис. 2. Схема пострадиационной прививочной полимеризации акриловой кислоты на полипропиленовые волокна

Однако добавление ингибитора в реакционный раствор (массовая концентрация соли Мора $5 \times 10^{-4} \%$) позволило получить максимальное значение степени прививочной полимеризации АК 580% (табл.1), которое превышало значение, полученное без использования ингибитора, почти в 6 раз [14].

Круг виниловых мономеров с функциональными группами, используемых в радиационно-химических технологиях невелик. Прививка мономера-прекурсора с последующим проведением полимер-аналогичных превращений или сополимеризация нескольких мономеров с различными функциональными группами расширяет возможности синтеза функциональных полимерных материалов.

Для практических целей чрезвычайно интересным является синтез сорбционно-активных полимерных волокон с сульфогруппами (аналог полимерным смолам КУ-2). Было разработано 3 схемы синтеза и проведены эксперименты с целью определения наиболее оптимальной из них. В первой схеме (рис. 3) полипропиленовые волокна с сульфогруппами получали в результате одностадийной радиационной прививочной полимеризации двух мономеров - акриловой кислоты и стиролсульфоната натрия (ССН) [11].

Во второй схеме был использован двухстадийный синтез – радиационная прививка стирола с последующим сульфированием привитых цепей полистирола в растворе хлорсульфоновой кислоты [13] (рис. 4).

Третья схема (рис. 5) также включала две стадии – радиационная прививка глицидилметакрилата (ГМА) с последующим сульфированием привитых цепей с использованием гидросульфита натрия в двухкомпонентном растворе вода-диметилформамид [10].

Таблица 1. Влияние концентрации соли Мора в растворе на степень прививочной полимеризации АК на полипропиленовые волокна

Концентрация АК, %	Массовая концентрация соли Мора в растворе, %				
	0	$1 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$
20	98	400	580	560	92
15	80	130	300	270	87
10	20	50	55	50	42

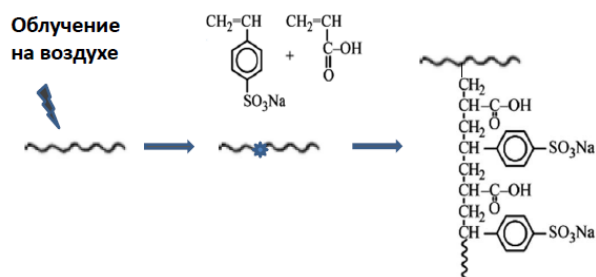


Рис. 3. Схема пострадиационной прививочной полимеризации акриловой кислоты и стиролсульфоната натрия на полипропиленовые волокна

Следует отметить, что последняя схема синтеза имеет ряд преимуществ перед другими, так как процесс прививки достаточно прост, хорошо контролируем, а для реакции сульфирования были использованы недорогие и безопасные реагенты. В результате были получены сорбционно-активные волокна с высокой плотностью функциональных сульфогрупп.

Широкие возможности для получения волокнистых сорбентов открывает прививочная полимеризация ГМА. Этот мономер содержит эпиксидный цикл, легко раскрывающийся под действием кислот, спиртов и аминов, что позволяет легко синтезировать полимерные волокна с широким спектром ионообменных и хелатирующих групп [8]. Нами были детально исследованы особенности реакции аминирования цепей полиглицидилметакрилата, радиационно-химически привитых на полипропиленовые волокна, с диэтилентриамином (ДЭТА) [15]. Синтезированные волокна с ДЭТА группами продемонстрировали высокую сорбционную способность по отношению к ионам кобальта и меди, при этом адсорбция ионов меди оказалась в 3 раза выше, чем ионов кобальта [16]. Синтезированные волокна показали также эффективность при адсорбции ионов Ni, Cd, U, Pb, что позволяет рекомендовать их в качестве сорбентов для очистки загрязненных вод и промышленных растворов от ионов тяжелых металлов.

В связи с тем, что на Украине остро стоит проблема очистки технологических растворов, почв, подземных и поверхностных вод, загрязненных радионуклидами в результате Чернобыльской катастрофы и работы атомной промышленности, особую актуальность приобретает разработка новых высокоэффективных сорбентов с использованием современных материалов и новых методов синтеза. Для успешного промышленного внедрения они должны иметь такие характеристики как селективность и высокая чувствительность (чтобы выделить радионуклиды, которые находятся в следовых концентрациях в природных водах и технологических растворах сложного химического состава), невысокая стоимость, способных обеспечить очистку больших объемов технологических вод.

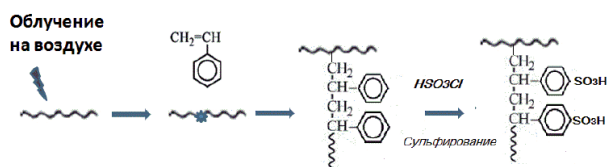


Рис. 4. Схема пострадиационной прививочной полимеризации стирола на полипропиленовые волокна с последующим сульфированием привитых цепей полистирола

Ни один из двух основных классов сорбционных материалов — органической (полимерной) и неорганической природы — не обладает набором требуемых свойств. Так, традиционные полимерные смолы в большинстве своем показывают низкую селективность по отношению к радионуклидам, а полимерные смолы с селективными свойствами дороги и экономически неэффективны при очистке больших объемов загрязненных вод. Неорганические сорбенты синтезируют обычно в виде высокодисперсной фазы и, несмотря на высокую селективность, термическую и радиационную стабильность, они не могут быть использованы в сорбционных технологиях в связи с быстрой агломерацией, компактированием и потерей сорбционных свойств.

Последние достижения нанотехнологии позволяют решить эту проблему путем синтеза композитных сорбентов, в которых ультрадисперсная сорбционно-активная неорганическая фаза внедрена во/на вмещающую твердую полужку.

Волокнистые полимеры с ионообменными группами являются перспективной твердой подложкой для синтеза композитных сорбентов с неорганической фазой [17]. Химически-активные функциональные группы, закрепленные по всей длине волокнистой полимерной матрицы, могут служить центрами формирования неорганической фазы. Подбирая природу функциональных групп, плотность распределения их по поверхности полимерной матрицы волокна, можно создавать условия для формирования неорганических наночастиц, а также контролировать их размер, плотность распределения и другие физико-химические свойства.

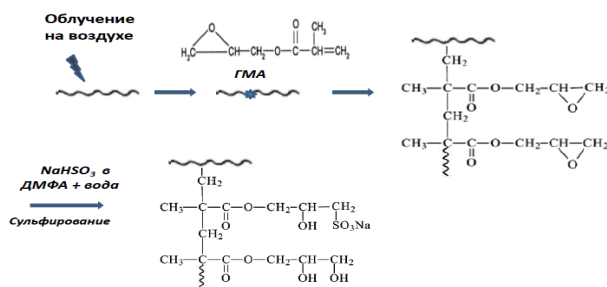


Рис. 5. Схема пострадиационной прививочной полимеризации глицидилметакрилата на полипропиленовые волокна с последующим сульфированием привитых цепей полиглицидилметакрилата

Ультрадисперсные неорганические частицы в синтезированных таким образом композитных сорбентах химически закреплены на поверхности волокнистой матрицы (через функциональные группы) и не подвержены агломерации в условиях эксплуатации сорбента, что позволяет многократно использовать волокнистый композит как в статическом, так и динамическом режимах сорбции. Синтезированные композитные волокна объединяют уникальные свойства ультрадисперсных неорганических частиц (селективность, высокая скорость химических реакций) и технологические свойства волокнистых полимеров (химическая стойкость, высокая удельная поверхность волокнистой структуры).

Рассмотренная выше двухстадийная стратегия синтеза композитных волокон (радиационно-индуцированная прививочная полимеризация функциональных мономеров на поверхность полимерных волокон с последующим *in situ* формированием неорганической фазы внутри привитых цепей) позволила нам синтезировать нанокомпозитные сорбенты для эффективного извлечения радионуклидов (Cs, Sr, U) из мультикомпонентных растворов [17-21].

Список использованной литературы

1. Зверев М.П. Хемосорбционные волокна / М.П. Зверев. — М.: Химия, 1981. — 191 с.
2. Дружинина Т.В. Сорбционно-активные модифицированные химические волокна / Т.В. Дружинина, Л.А. Назарьина, К.В. Кардаш // Хим. волокна. — 2000. — Т.32, №6. — С. 18—21.
3. Мясоедова Г.В. Свойства новых типов волокнистых сорбентов с амидоксимными и гидразиновыми группами / Г.В. Мясоедова, В.А. Никашина, Н.П. Молочникова, Л.В. Лилеева // Ж. аналит. химии. — 2000. — Т. 55, №6. — С. 611—615.
4. Солдатов В.С. Сравнительные исследования процесса умягчения воды гранульными и волокнистыми ионитами / В.С. Солдатов, А.А. Шункевич, В.В. Марцинкевич // Ж. прикл. химии. — 2001. — Т. 74, № 9. — С. 1477—1480.
5. Seko N. Current status of adsorbent for metal ions with radiation grafting and crosslinking techniques / N. Seko, M. Tamada, F. Yoshii // Nucl. Inst. Meth. Phys. Res. — 2005. — V. 236 B, № 1. — P. 21—29.
6. Иванов В.С. Радиационная химия полимеров / В.С. Иванов. — Л.: Химия, 1988. — 151 с.
7. Bhattacharya A. Grafting: a versatile means to modify polymers. Techniques, factors and applications / A. Bhattacharya, B.N. Misra // Prog. Polym. Sci. — 2004. — V. 29, № 8. — P. 767—814.
8. Nasef M.M. Radiation-grafted copolymers for separation and purification purposes: Status, challenges and future directions / M.M. Nasef, O. Güven // Prog. Polym. Sci. — 2012. — V.37, № 12. — P. 1597—1656.

9. Алимов А.С. Практическое применение электронных ускорителей / А.С. Алимов. — М.: НИИЯФ МГУ, 2011. — 41 с.
10. Bondar Yu.V. Synthesis of cation-exchange adsorbent for anchoring metal ions by modification of poly(glycidyl methacrylate) chains grafted onto polypropylene fabric / Yu.V. Bondar, H.J. Kim, S. H. Yoon, Y. J. Lim // *React. Funct. Polymers*. — 2004. — V.58, № 1. — P.43—51.
11. Lee S.W. Synthesis of a cation-exchange fabric with sulfonate groups by radiation-induced graft copolymerization from binary monomer mixtures / S.W. Lee, Yu.V. Bondar, D.H. Han // *React. Funct. Polymers* — 2008. — V.68, № 2. — P.474—482.
12. Cho H.K. Proton exchange membranes prepared by radiation-induced graft copolymerization from binary monomer mixtures onto poly (tetrafluoroethylene-co-hexafluoropropylene) film / H.K. Cho, Yu. Bondar, D.H. Han, Y.K. Kwon // *Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res.* — 2010. — V. 268 B. — P.1588—1593.
13. Cho H.K. Radiation-chemical synthesis of polypropylene fabrics with sulfonic acid functional groups / H.K. Cho, J.S. Park, D.H. Han, Yu. Bondar // *Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res.* — 2011. — V. 269 B. — P. 636—641.
14. Бондарь Ю.В. Оптимизация условий радиационно-химического синтеза полипропиленовых волокон с карбоксильными группами / Ю.В. Бондарь, Д.Х. Хан // *Доповіді НАН України*. — 2012. — № 9. — С.111—117.
15. Бондарь Ю.В. Особенности реакции аминирования цепей полиглицидилметакрилата, привитых на полипропиленовые волокна / Ю.В. Бондарь, Д.Х. Хан // *Журнал прикладной химии* — 2012. — Т. 85, № 2. — С. 283—287.
16. Бондарь Ю.В., Плющай И.В. Радиационно-химический синтез аминосодержащего адсорбента на основе нетканых полипропиленовых волокон / Ю.В. Бондарь, И.В. Плющай // *Доповіді НАН України*. — 2011. — № 12. — С.105—110.
17. Bondar Yu.V. Development of novel nanocomposite adsorbent based on potassium nickel hexacyanoferrate-loaded polypropylene fabric / Yu.V. Bondar, S.V. Kuzenko, D.H. Han, H.K. Cho // *Nanoscale Res. Lett.* — 2014. — V. 9, № 1. — P. 180—185.
18. Бондар Ю.В. Синтез волокнистого полипропиленового адсорбента с закрепленными на поверхности наночастицами гидратированного оксида железа / Ю.В. Бондар, С.В. Кузенко // *Хімія, фізика та технологія поверхні* — 2013, № 1. — С.14—20.
19. Бондарь Ю. В. Синтез волокнистого композитного адсорбента для селективного удаления цезия из загрязненных вод / Ю.В. Бондар, С.В. Кузенко // *Збірник наукових праць Інституту геохімії навколишнього середовища*. — Київ, 2014. — Вып. 24. — С.85—90.
20. Бондарь Ю.В. Адсорбция стронция на композитные волокна с осажденным слоем ферригидрита / Ю.В. Бондар, С.В. Кузенко // *Ядерна енергетика та довідки*. — 2015. — V.6, № 2. — С.14-20.
21. Бондарь Ю.В. Композитный адсорбент на основе полипропиленовых волокон с осажденным слоем ферроцианида калия-никеля для концентрирования ^{137}Cs из загрязненных вод / Ю.В. Бондарь, Т.И. Коромысличенко // *Збірник наукових праць Інституту геохімії навколишнього середовища*. — Київ, 2016. — Вып. 25. — С.56—63.

Получено 21.11.2016

УДК 621.039.7

*Ю. О. Ольховик¹, Ю. Г. Федоренко¹, А. М. Розко²**1 - Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», м. Київ;**2 - Інститут геохімії, мінералогії та рудоутворення НАН України, м. Київ*

ЩОДО ЗАХОРОНЕННЯ СОЛЬОВИХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ АЕС В ЧОРНОБИЛЬСЬКІЙ ЗОНІ ВІДЧУЖЕННЯ

Розглянута можливість захоронення металевих бочок-контейнерів із сольовим плавом без його вилучення та переробки шляхом розміщення у захисних контейнерах із застосуванням додаткового інженерного бар'єру. Внаслідок притаманних сольовому плаву інгібіторних властивостей головним фактором руйнування контейнерів-бочок є зовнішня корозія із швидкістю приблизно 0,04 мм/рік за рахунок взаємодії вологи з металевою поверхнею. У якості додаткового бар'єрного матеріалу розглядаються глинокомпозити на основі бентонітових глин Черкаського родовища, здатні до поглинання вологи, яка може проникнути у захисний контейнер, і підвищити гідроізоляцію упаковки внаслідок створення протитиску усередині контейнера.

Однак, такий спосіб захоронення сольового плаву потребує відповідних змін у чинній класифікації радіоактивних відходів і віднесення сольового плаву до твердих відходів.

Ключові слова: рідкі радіоактивні відходи, сольовий плав, глинокомпозити, захоронення, геологічне сховище

Внаслідок експлуатації енергоблоків вододіючих енергетичних реакторів в Україні накопичений великий об'єм рідких радіоактивних відходів, представлених в основному так званими кубовими залишками і сольовим плавом. Кубові залишки є висококонцентрованими розчинами нітратів і боратів натрію з питомою активністю до 10^8 Бк/дм³, яка визначається наявністю в них продуктів поділу ядерного палива і радіонуклідів корозійного походження. При переробці кубового залишку на установках глибокого упарювання утворюється сольовий плав (кристалогідрат нітрату і борату натрію), який при температурі 125-130 °С заливається в металеві контейнери-бочки і у такому вигляді спрямовується в сховища твердих радіоактивних відходів (ТРВ) АЕС. Сольовий плав (СП) згідно з нормативною базою України класифікований як середньоактивні рідкі радіоактивні відходи (РРВ) [1].

Подальше поводження з РРВ на АЕС України не виконується зважаючи на відсутність на поточний час технічних рішень, спрямованих на отримання кінцевого продукту, прийнятного для передачі на захоронення, внаслідок чого ресурс ємностей для зберігання зазначених вище радіоактивних відходів (РАВ) близький до вичерпання. Загальний об'єм накопичених у сховищах АЕС з реакторами ВВЕР сольового плаву і кубового залишку на 31.12.2015 р. склав 8020 м³ і 9600 м³ відповідно [2]. Згідно даних, наведених у Національній доповіді "Про виконання Україною зобов'язань, що впливають з Об'єднаної Конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами" за 2014 рік середня активність кубового залишку і сольового плаву, накопичених у сховищах АЕС, складала приблизно $4,5 \cdot 10^6$ Бк/кг та $1,8 \cdot 10^7$ Бк/кг

відповідно.

На АЕС Західної Європи при експлуатації вододіючих реакторів в числі РРВ також утворюються кубові залишки, які надалі не упарюються, а цементуються.

Починаючи з 2014 року та по цей час ДП НАЕК «Енергоатом» проводить роботи з розробки рецептур цементування кубових залишків ВП АЕС з тим, щоб кондиціонувати накопичений кубовий залишок до стану, прийнятного для передачі на захоронення, з використанням спеціальних цементних сумішей. Лише після відпрацювання технології та розробки відповідного техніко-економічного обґрунтування буде прийняте рішення щодо її впровадження на всіх АЕС.

Головним недоліком технології ізоляції солей кубового залишку в лужному цементному композиті є значне (до 5 разів) збільшення об'єму кінцевого продукту в порівнянні з початковим об'ємом сольового концентрату.

Впровадження вказаної технології запобіжить утворенню додаткових об'ємів сольового плаву, але не розв'яже проблему поводження із вже накопиченим сольовим плавом, який після кондиціонування повинен захоронюватися в геологічному середовищі, оскільки з огляду на притаманну цим відходам досить високу питому активність ¹³⁷Cs навіть після 300 років зберігання рівні вилучення (за критерієм питомої активності) безсумнівно будуть перевищені.

Щоб сховище було повністю звільнене від регулюючого контролю, тобто увесь його вміст перестав розглядатися як радіоактивний матеріал, питома активність ¹³⁷Cs через 300 років не повинна перевищувати встановленого нормативним документом "Рівні звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю" [3] рівня

0,1 Бк/г або 100 Бк/кг. Виходячи з тривалості зберігання, нескладно розрахувати, що у такому разі концентрація ^{137}Cs в кондиціонованих ТРВ при прийомі на захоронення не повинна перевищувати 10^5 Бк/кг.

Проте в НРБУ-97/Д-2000 [4] передбачена можливість обмеженого звільнення РАВ в сховищах від контролю з боку органу Державного Регулювання - якщо рівні вилучення за критеріями, встановленими МОЗ, перевищені, але величина потенційного опромінення опиняється в інтервалі між референтними рівнями Б і А ($1\text{--}50 \text{ мЗв}\cdot\text{рік}^{-1}$). Припускаючи, що інженерні бар'єри поверхневого сховища втратять свої захисні властивості через 300 років, використання значення референтного рівня $50 \text{ мЗв}\cdot\text{рік}^{-1}$ означає можливість прийому на захоронення кондиціонованих твердих радіоактивних відходів з питомою активністю Cs - 137 до $5\cdot 10^6$ Бк/кг. В цьому випадку регулятор може висунути спеціальні вимоги для цієї конкретної ситуації - наприклад, підвищені вимоги до місця розташування сховища, засипка порожнин ізолюючим матеріалом тощо.

Можливими шляхами кондиціонування сольового плаву наразі є:

- розчинення СП до концентрації солей 700-900 г/дм³ і його подальше цементування аналогічно кубовому залишку. При цьому значно (у 2-4 рази) збільшиться об'єм розчинів і при їх цементуванні в 4-5 разів збільшиться об'єм кінцевого продукту, утвориться велика кількість вторинних відходів і істотно зростуть дозові навантаження на персонал. Однак, деяка частина кондиціонованих відходів залишиться в категорії довгоіснуючих відходів за критерієм питомої активності;

- використання для кондиціонування СП технології плавлення, що призводить до формування боросилікатного скла, відомого своєю стійкістю до температурних дій і до вилуговування. При цьому зменшуються об'єми відходів і вирішується проблема можливого забруднення довкілля основними хімічними компонентами сольового плава (луги, борати і нітрати) після переходу радіоактивних відходів в промислові відходи внаслідок розпаду радіонуклідів [5]. Істотним недоліком можуть бути значні енерговитрати і вартість переробки, що однак може бути компенсовано зниженням витрат при розміщенні довгоіснуючих РАВ у вигляді боросилікатної матриці в геологічному сховищі.

Проте існує можливість захоронення металевих контейнерів-бочок з сольовим плавом без його вилучення і подальшої переробки шляхом розміщення зазначених бочок в захисних контейнерах з урахуванням властивостей СП і існуючих (і у разі потреби додаткових) інженерних бар'єрів сховищ. Такий мультибар'єрний захист повинен забезпечити зберігання СП в геологічному схови-

щі упродовж часу, достатнього для розпаду радіонуклідів до регламентованих гігієнічними нормативами рівнів звільнення від регулюючого контролю. Оскільки радіонуклідний склад кубових залишків і СП визначається головним чином наявністю ізоотопу ^{137}Cs з періодом напіврозпаду 30,2 року і питома активність СП складає $\sim 10^7$ Бк/дм³, досягнення рівня звільнення 100 Бк/кг вимагає ізоляції цього нукліда в захороненій упаковці впродовж 500 років в умовах можливого впливу критичних подій, пов'язаних з протіканням природних процесів, що призводять до деградації інженерних бар'єрів сховища.

Сольовий плав має високі інгібіруючі властивості і хімічна взаємодія СП з внутрішньою поверхнею бочки-контейнера (виготовленого в основному із Сталі 3) не відбувається навіть при зберіганні некондиційного (з підвищеною вологістю, частина якого залишилася в рідкому агрегатному стані) сольового плаву. У зв'язку з високою розчинністю СП основною небезпекою при захороненні упаковки є втрата герметичності контейнера-бочки за рахунок корозії зовнішньої поверхні, що при контакті з водою призведе до розчинення сольового плаву з подальшим надходженням радіонуклідів в оточуюче середовище.

На АЕС України виконується регулярний контроль технічного стану контейнерів-бочок для зберігання сольового плаву, поміщених у відповідні комірки сховищ. Для перших контейнерів, прийнятих на зберігання в 1988 році, відмічена рівномірна корозія поверхні контейнерів глибиною до 0,5 мм. Відповідно швидкість корозії металу у вологому повітряному середовищі комірки сховища не перевищує 0,04 мм/рік. Оскільки товщина стінки контейнера-бочки складає 3,6-3,9 мм, цей контейнер не може розглядатися як довговічний інженерний бар'єр в контексті забезпечення довготривалої безпеки захоронення сольового плаву.

Найважливішим компонентом системи техногенних захисних бар'єрів є залізобетонні контейнери і/або залізобетонні конструкції сховищ. Вони виконують дві основні функції:

- забезпечення довготривалого фізичного збереження ємності для ізоляції вмісту від довкілля;
- забезпечення низької проникності для запобігання виходу радіонуклідів за дифузійним механізмом.

Нині для поверхневого захоронення в сховищах комплексу "Вектор" проектом передбачено використання залізобетонного контейнера КТЗ-3,0 (ТУ У 13306137.006-2000), для якого визначений термін експлуатації 300 років в умовах захоронення.

Як усі техногенні вироби з часом контейнер деградує. Механізм цієї деградації досить складний і недостатньо вивчений. Слід підкреслити,

що деградація захисних характеристик контейнера багато в чому залежить від якості його виготовлення, експлуатаційного обслуговування (людський чинник) і комбінованої дії чинників довкілля і чинників, обумовлених радіаційним випромінюванням розміщених в контейнері радіоактивних відходів. Внаслідок властивих бетону особливостей фізико-хімічного складу з часом утворюється велика кількість локальних прихованих і явних центрів руйнування за усім об'ємом бетонного виробу. Ці центри із-за протікання комплексу фізичних, хімічних і мікробіологічних процесів, кінець кінцем, призводять до макроруйнувань. Наявність у бетоні мікрокапілярів, мікротріщин, пористості при тривалому контакті контейнера з водою неминує призведе до її надходження усередину останнього. Вірогідний контакт бетону з добре розчинними компонентами сольового плаву (луги, нітрати і борати, поверхнево-активні речовини, комплекси) вносить додаткову невідомість в довготривалу оцінку збереження захисних властивостей контейнера [6].

Зважаючи на вищезгадане, поведінку системи "Контейнер - РАВ" впродовж тривалого терміну її експлуатації (більше 300 років) складно прогнозувати. Відмічені вище особливості традиційних інженерних бар'єрів (сталевий контейнер-бочка, залізобетонний контейнер) призводять до висновку про необхідність застосування додаткового захисного бар'єру, здатного забезпечити ізоляцію бочок-контейнерів з сольовим плавом від дії чинників довкілля, і в першу чергу - від контракту з підземними водами і обмежити надходження підземної вологи шляхом переведення її в менш рухливу гелеподібну форму упродовж усього періоду часу, необхідного для досягнення рівня звільнення від регулюючого контролю.

В якості таких бар'єрних матеріалів можливе застосування деяких глинополімерних матеріалів, синтезованих в Інституті геохімії навколишнього середовища НАН України, на основі бентонітових і палигорськітових глин Черкаського родовища. У глинополімерних матеріалах мінеральні часточки можуть вбудовуватися в об'ємну сітку полімеру (композити) або полімерні ланцюжки можуть входити в міжшаровий простір кристалітів глинистих мінералів із структурою 2:1 (нанокомпозити включення). Синтез глинополімерних матеріалів може проводитися так, що глинисті часточки розшаровуються на окремі шари, які розподіляються в полімерній сітці (нанокомпозити розшарування).

Композити на основі бентонітової глини, акриламід у акрилат натрію були синтезовані методами термо- або вільно-радикальної полімеризації. Були отримані відомості про їх набрякання у воді і водних розчинах солей [7], сорбцію радіонуклідів і важких металів [8,9], зниження фільтрації води або водних розчинів і так далі. Коефіцієнт фільт-

рації крізь композит має значення близько 10^{-10} м/с [10], що у поєднанні з можливістю поглинання вологи, що проникає крізь стінки в порожнину контейнера, свідчить на користь застосування глинокомпозитів як бар'єрного матеріалу, який виготовляється із недорогих компонентів і не потребує для виробництва високотехнологічного обладнання. З врахуванням поточної вартості компонентів кілограм глинокомпозиту може коштувати орієнтовно 40-50 грн.

Експериментально встановлено, що глинополімерні композити з вмістом мінеральної компоненти (бентонітової глини) більше 50%, отримані методом термополімеризації і активовані при температурі 105 °С, в умовах проведення дослідів (температура 12-16 °С) є гігроскопічними матеріалами і здатні до поглинання пари води до 70-80 % своєї ваги – рис.1. Поглинання вологи глинополімерними композитами відбувається як шляхом конденсації вологи в гідрофільних порах і капілярах, так і за рахунок проникнення рідини у пори та стінки капілярів під дією осмотичних сил, що обумовлюють набрякання зразків.

Слід враховувати, що введені в обмежений простір залізобетонного контейнера композити при контакті з вологою набрякають, що сприятиме заповненню усіх порожнин, які неминує залишатися при розміщенні бочок з сольовим плавом в залізобетонному контейнері – рис.2. Адже при розміщенні 4 або 5 бочок-контейнерів типу КРО-200 із корисного проектного об'єму 3,0 м³ використовується лише 0,8 - 1 м³.

В такому випадку в зазначений захисний контейнер КТЗ-3,0(15) можливо розмістити 1,5 – 2,0 м³ глинокомпозиту, здатного поглинути до 1,5 м³ води.

Проте при цьому одночасно підвищується тиск і відбувається гідроізоляція внутрішнього простору, перешкоджаючи надходженню через пори і мікротріщини залізобетонного контейнера нових порцій вологи. В результаті експериментальних робіт встановлено, що максимальний одноосовий тиск, що розвивається зразками глинополімерних композитів при набряканні у воді як у відкритому, так і в закритому об'ємі складає від 45 кПа до 56 кПа [11]. Для попередження розгерметизації розміщеного в сховищі залізобетонного контейнера за рахунок внутрішнього тиску слід розробити відповідні рішення щодо способів кріплення кришки контейнера, здатних протистояти вказаному тиску.

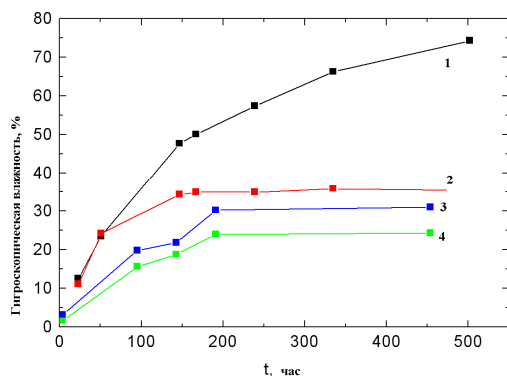


Рис. 1. Кінетика підвищення гігроскопічної вологості композита (1) і різних марок силікагелей (2, 3, 4).

Поєднуючи водостійкість, низьку швидкість фільтрації і високу ступінь набрякання, згадані композити можуть розглядатися як перспективний матеріал для створення додаткового інженерного бар'єру при формуванні упаковки з сольовим плавом для захоронення в сховищі геологічного типу.

Таке захоронення можливе лише за умови внесення змін до «Основних санітарних правил забезпечення радіаційної безпеки України» [1] в частині класифікації сольового плава і віднесення його до твердих радіоактивних відходів.

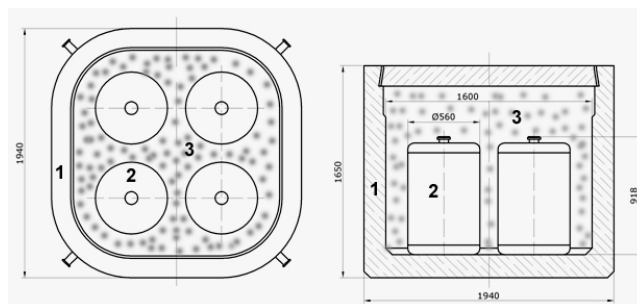


Рис.2. Залізобетонний контейнер КТЗ-3,0(15) (1), заповнений бочками-контейнерами КРО-200 з сольовим плавом (2) і буферним глинокомпозитом (3).

Проте, і в цьому випадку поводження з сольовим плавом вимагатиме виконання особливих умов на усіх етапах, в першу чергу - захоронення.

Внесення регулятором (МОЗ України) вказаних змін дозволить істотно скоротити витрати АЕС на поводження з сольовим плавом при умові надання переконливих доказів безпеки захоронення цього своєрідного матеріалу на тривалий період і ініціюватиме проведення комплексних еколого-геохімічних і матеріалознавчих досліджень, розробку концепції геологічного захоронення довгоіснуючих радіоактивних відходів і прийнятного для захоронення в геологічному сховищі захисного контейнеру.

Список використаної літератури

1. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України. ДСП 6.177-2005-09-02. Київ, 2005.
2. Комплексна програма поводження з радіоактивними відходами у ДП НАЕК «Енергоатом» ПМ-Д.0.18.174-16.
3. Гігієнічні нормативи «Рівні звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю»: Затверджено постановою головного санітарного лікаря України від 30.06.2010 № 22.
4. Державні гігієнічні нормативи ДГН 6.6.1.-6.5.061-2000. Норми радіаційної безпеки України, доповнення: Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ-97/Д-2000). [Електронний ресурс]. — Режим доступу: <http://zakon.nau.ua/doc/?uid=1039.8664.0>
5. Ольховик Ю.А. Степень кондиционирования РАО АЭС для захоронения в поверхностных хранилищах // Техногенно-екологічна безпека та цивільний захист. — 2013. — №6. — с. 115 — 118.
6. Ольховик Ю.А. Об учете неопределенности свойств инженерных барьеров при оценке долговременной безопасности поверхностного захоронения на комплексе «Вектор» // Збірник наукових праць Інституту геохімії навколишнього середовища. — 2015. — №25. — с. 26 — 37.
7. Евсикова О.В., Стародубцев С.Г., Хохлов А.П. Синтез, набухание и адсорбционные свойства композитов на основе полиакриламидного геля и бентонита натрия // Высокомолекулярные соединения. Серия А — т.44. — N5. — с.802 — 808.
8. Litvinenko Yu.V., Fedorenko Yu.G., Rozko A.N., Kadoshnikov. V.M., Yurzhenko V.V. Special polymeric mineral composites With increased sorption activity to the transition metal ions / Матеріали конференції 2nd CEEP Workshop on Polymer Science, (24 - 25 october 2014). — Institute Macromolecular chem., Lasi, Romania, 2014. — P. 166-168.
9. Розко А.М., Федоренко Ю.Г., Коромысличенко Т.И., Шабалин Б.Г. /Сорбція ^{137}Cs та ^{90}Sr глинополімерними (нано)композитами з сольових розчинів // Пошукова та екологічна геохімія. — 2013. № 1 (13). — С. 20 — 23.
10. Федоренко Ю.Г., Розко А.Н., Павлишин Г.П. Определение коэффициента фильтрации глинополимерных композитов // Пошукова геохімія, збірник праць ІГМР, Київ. — 2015. — №35. — с.76 — 79.
11. Федоренко Ю.Г., Розко А.Н., Павлишин Г.П. Определение величины давления, создаваемого глинополимерными композитами при набухании в ограниченном объеме // Збірник наукових праць Інституту геохімії навколишнього середовища. — 2014. — Вип. 23. — С. 91— 96.

Отримано 16.12.2016

УДК 620.92

*А. В. Королев, Я. О. Комарова-Ракова**Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса*

ИССЛЕДОВАНИЯ ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ «МАГНЕГАЗА» ИЗ ВОДНО-УГОЛЬНОЙ СМЕСИ

В результате сжигания природных топлив оказывается негативное воздействие на окружающую среду. Решением проблемы является переход на использование атомной энергии. Однако, при проектировании АЭС планировались базовые режимы их эксплуатации. Одним из способов решения проблемы эксплуатации АЭС в маневренных режимах может быть производство магнегаза во время ночных провалов нагрузки в электросетях.

Ключевые слова: АЭС, маневренные и базовые режимы эксплуатации, провалы нагрузки, магнегаз.

Введение. Серьезной проблемой современного общества является возрастающее негативное воздействие на окружающую среду продуктов сжигания природных топлив, как первичных – угля и газа, так и вторичных – бензина и дизельного топлива. Одним из направлений решения этой проблемы является переход на атомную энергию. Однако проектирование и эксплуатация АЭС планировались под базовые режимы. Способом решения проблемы маневренных режимов для АЭС может быть производство магнегаза на ночных провалах нагрузки [1].

История возникновения термина «магнегаз» и его свойства. Впервые термин «магнегаз» появился в работах Р.М. Сантили [1]. В 1978 г. при поддержке департамента энергетики США им были разработаны теоретические предпосылки получения магнегаза, а в 1998 г. построен реактор PlasmaArcFlow, реализующий его теоретические разработки [2]. Этот газ образуется в условиях очень интенсивных магнитных полей в электрической дуге, погруженной в воду. При этом происходит газификация углерода (графита) и конверсия воды и углерода в водород и оксид углерода.

На сегодняшний день известно, что магнегаз получил широкое применение как топливо для автомобилей, так и для использования в сварочных аппаратах и т. д. Основным преимуществом этого газа является его экологическая безопасность при сжигании, что отвечает общим направлениям развития энергетического комплекса Украины. В качестве примера в таблице 1 представлены характеристики продуктов сжигания этого газа [3].

Из таблицы хорошо видно, что при сжигании выделяется кислород, чего не наблюдается при сжигании других органических видов топлива. Кроме того положительной чертой магнегаза является низкая скорость детонации, высокое октановое число, обеспечивающие невзрывное горение этого газа, что также положительно характеризует его как альтернативное топливо [3].

Таблица 1. Продукты сжигания магнегаза

Водяной пар	65 – 70%
Кислород	9,5 – 10,5%
Монооксид углерода	6 – 8%
Двуокись углерода	0,01%

Экспериментальные исследования возможности получения «магнегаза» из водно-угольной смеси. Анализ результатов работ [2 – 3] показал, что авторы получали магнегаз с помощью графита, что является более затратным и дорогим способом. В работах [2 – 3] было предложено использовать не чистую воду, а водно-угольную смесь. Изначально в эксперименте предполагалось вместо графитовых электродов использовать угольные. Однако диэлектрические свойства угля не позволили формировать электрическую дугу, и было принято решение использовать водно-угольную смесь с целью уменьшения расхода графита.

Для экспериментальных исследований возможности получения магнегаза из водно-угольной смеси, на базе кафедры АЭС Одесского национального политехнического университета была создана экспериментальная установка (рис. 1).

В состав установки входят: бак-емкость (1) изготовленный из термостойкого стекла объемом 3 л; емкость-сборник (2) представляет собой стеклянную воронку; подвижный графитовый электрод (3) диаметром 10 мм; герметизация зазора между емкостью-сборником 2 и графитовым электродом 3, выполненная резиновыми кольцами (4).

Измерение напряжения и тока в электрической дуге выполнялось вольтметром и токовыми клещами. Питание дуги осуществлялось подачей напряжения на подвижный (3) и неподвижный (5) графитовые электроды от автотрансформатора с диодным мостом.

Для сравнения первая серия экспериментов выполнялась на чистой воде. Для этого на графитовые электроды от понижающего трансформатора подавалось напряжение и дуга зажигалась под водой, генерируя магнегаз.

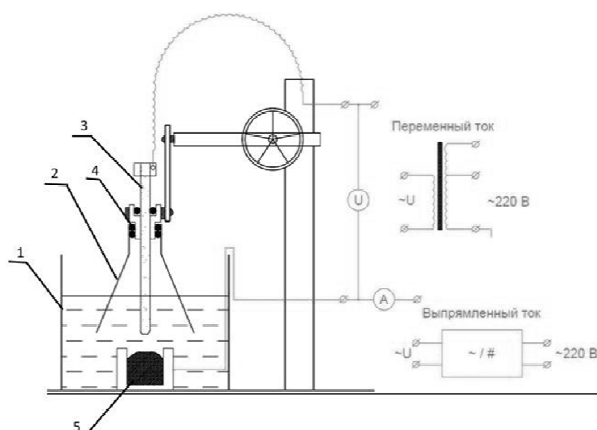


Рис. 1. Принципиальная схема экспериментальной установки МГ-1

1 – бак-емкость; 2 – емкость-сборник; 3 – подвижный графитовый электрод; 4 – резиновые кольца; 5 – неподвижный графитовый электрод.

После стабилизации дуги замерялись средние значения напряжения и силы тока. Возникающая при горении дуги газовая смесь скапливалась в емкости-сборнике (2). Контроль выхода газа осуществлялся по уровню воды вытесняемой из емкости (2). Перед серией экспериментов емкость-сборник калибровался водяным объемом, заливаемым из мерной мензурки [4].

Вторая серия экспериментов проводилась на водно-угольной взвеси. Для этого перед проведением исследований заготавливалась угольная пыль, которую получали с помощью мельницы «Грохот». Алгоритм эксперимента был аналогичен эксперименту на чистой воде. Результаты эксперимента представлены в таблице 2.

На рисунке 2 показаны результаты обработки данных таблицы 2. Из рисунка видно, что выход магнегаза на водно-угольной взвеси существенно превышает выход магнегаза на чистой воде. Это говорит о существенном участии угля в реакции синтеза магнегаза из водно-угольной смеси.

Выводы

1. Проведенное исследование показало возможность получения магнегаза из угля и реализовать одно из решений отказа от маневренных режимов для АЭС.

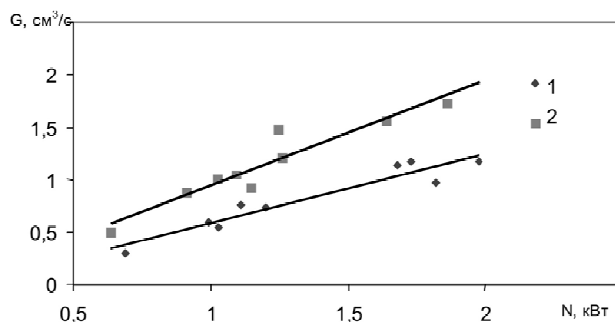


Рис. 2. Зависимость выхода магнегаза G в чистой воде (1) и в водно-угольной смеси (2) от мощности дуги

2. Использование водно-угольной смеси позволило увеличить выход магнегаза примерно в 2 раза, что позволит уменьшить расход электроэнергии и, соответственно, уменьшит стоимость получения магнегаза.

3. Использование угля позволяет значительно уменьшить расход графитовых стержней, что так же удешевляет получение газа.

Таблица 2. Результаты эксперимента по получению магнегаза

№	Объем полученного газа V, см³	Время горения дуги, с	Мощность дуги N, кВт	Выход газа G, см³/с
Вода				
1	17,12	57,32	0,69	0,29
2	17,02	31,47	1,029	0,54
3	17,22	29	0,99	0,59
4	17,12	14,57	1,73	1,18
5	17,12	15	1,68	1,14
6	17,22	14,56	1,98	1,18
7	17,22	17,8	1,82	0,96
8	17,22	8	1,109	0,75
9	17,22	22,72	1,2	0,73
Водно-угольная смесь				
1	17,22	16,5	1,09	1,04
2	17,22	19,8	0,9	0,87
3	17,27	18,9	1,14	0,9
4	17,22	11	1,63	1,57
5	17,22	11,56	1,24	1,49
6	17,52	10,1	1,85	1,73
7	17,32	14,3	1,26	1,21
8	17,32	18,31	0,63	0,5
9	17,02	22	1,02	1

Список использованной литературы

1. XIII міжнародний форум паливно-енергетичний комплекс України: сьогодні та майбутнє// 23 вересня 2015. – Київ.
2. A study of the energy efficiency of hadronic reactor of molecular type [Электронный ресурс]/ R. M. Santilli and A. K. Aringazin, 2001. – Режим доступа: www.usemagnegas.com
3. Structure and combustion of magnegasTM [Электронный ресурс]/ R. M. Santilli and A. K. Aringazin, 2001. – Режим доступа: www.usemagnegas.com
4. Королев А.В. Исследование магнегаза как альтернативного источника энергии/ А.В. Королев, Е.В. Ильина// Тр. ОНПУ, 2007. – С 6.

Получено 27.05.2016

УДК 621.039

В. И. Скалозубов¹, С. В. Васильченко², Д. С. Перковский³, С. В. Клевцов⁴¹Межведомственный центр фундаментальных научных исследований
в области энергетики и экологии, г. Одесса²ГП «Государственный научно-инженерный центр систем контроля и аварийного реагирования», г. Киев³Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса⁴НТУУ «Киевский политехнический институт», г. Киев**ОБОБЩЕННЫЙ МЕТОД ОПТИМИЗАЦИИ ПЕРИОДИЧНОСТИ ИСПЫТАНИЙ И ПЛАНОВОГО РЕМОНТА СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ**

Предложен обобщенный метод оптимизации периодичности испытаний и планового ремонта систем безопасности, находящихся в режиме ожидания при работе реактора на мощности. Показано, что при значительной интенсивности потока отказов по причине износа оптимальная периодичность испытаний должна быть сокращена в несколько раз по отношению к регламентной.

При оптимальной периодичности испытаний на мощности в случае значительной интенсивности потока отказов, связанных с качеством технического обслуживания и ремонта, количество плановых ремонтов систем безопасности должно быть сокращено вдвое. При продлении проектных сроков эксплуатации количество испытаний должно быть сокращено пропорционально срокам продления эксплуатации при прочих равных условиях.

Ключевые слова: оптимизация испытаний и ремонта, система безопасности, ядерная энергетическая установка.

Одним из эффективных направлений повышения безопасности ядерных энергетических установок (ЯЭУ) является оптимизация периодичности испытаний и плановых ремонтов систем безопасности (СБ), находящихся в режиме ожидания выполнения назначенных проектом функций безопасности (ФБ) при работе реактора на мощности [1–4].

Первые попытки оптимизации периодичности испытаний и плановых ремонтов СБ были основаны на методологии вероятностного анализа безопасности (ВАБ) (см., например, обзоры [1–4]). Принятие решения о возможности сокращения испытаний и/или ремонтов основывалось на оценке интегральных вероятностных показателей безопасности (суммарная частота повреждения активной зоны — ЧПАЗ): если увеличение ЧПАЗ при сокращении испытаний/ремонтов незначительно по отношению к базовому значению, то такое сокращение полагалось обоснованным. Основные ограничения такой методологии обоснования возможности сокращения испытаний/ремонтов СБ заключаются в следующем.

1. Любое снижение уровня безопасности (даже очень небольшое) недопустимо. Более того, такой подход открывает возможность для принятия дальнейших технических решений с «малым» снижением безопасности, что в конечном итоге приводит к «накопительному» эффекту и существенному снижению уровня безопасности.

2. ЧПАЗ определяется в основном вероятностью отказов по общим причинам систем, важных для безопасности, и ошибочных действий персонала, а соответственно недостаточно чувствительна к изменениям периодичности испыта-

ний/ремонтов СБ. Кроме того, в рамках методологии ВАБ фактически не рассматривается оптимизационная задача.

Дальнейшие разработки методического обеспечения оптимизации периодичности испытаний/плановых ремонтов СБ более обоснованно основывались на минимизации интегрального коэффициента неготовности выполнения проектных ФБ (см., например, [3]). Однако предложенные методы не рассматривали в полной мере комплексный подход учета оптимизации испытаний и плановых ремонтов, а также влияние износа оборудования в процессе испытаний. Кроме того, отсутствовали рекомендации по оптимизации испытаний и плановых ремонтов СБ в запроектные сроки эксплуатации.

Указанные положения определяют актуальность разработки обобщенного метода оптимизации испытаний и плановых ремонтов СБ.

Основные положения предлагаемого обобщенного метода оптимизации испытаний и плановых ремонтов СБ, находящихся в режиме ожидания выполнения назначенных проектом ФБ при работе реактора на мощности, заключаются в следующем.

$$K_{\text{opt}} = \min \left\{ \frac{1}{T_0} \int_0^{T_0} P dt \right\} \quad (1)$$

где P — текущая вероятность отказа СБ; t — время.

Вероятность отказа СБ определяется:

- критическими дефектами/отказами, возникающими в режиме ожидания («скрытые» отказы);
- износом элементов в режиме испытаний;
- качеством технического обслуживания

и ремонта (ТОиР).

Расчетная модель обобщенного метода оптимизации испытаний/планового ТОиР приведена на рис. 1.

В рамках этих положений коэффициент неготовности

$$K_{нг} = \frac{1}{T_3} \left[\int_0^{\Delta t_{и}} P_0 dt + n_{ис} \int_0^{\Delta t_{ис}} P_{ис} dt \right] + \frac{n_p}{\Delta t_p} \int_0^{\Delta t_p} P_p dt \quad (2)$$

где P_0 — вероятность отказа в режиме ожидания; $P_{ис}$ — вероятность отказа в режиме испытаний; P_p — вероятность отказа по причине некачественного ТОиР; $\Delta t_{и}$, $\Delta t_{ис}$, Δt_p —

продолжительность режимов ожидания, испытаний и ТОиР соответственно; $n_{ис} = T_3 / \Delta t_{и}$ — количество испытаний за весь период эксплуатации; $n_p = T_3 / \Delta t_{мр}$ — количество плановых ТОиР за весь период эксплуатации; $\Delta t_{мр}$ — продолжительность межремонтных кампаний.

Текущие вероятности отказов определяются статистикой отказов/нарушений/дефектов по опыту эксплуатации и соответствующими закономерностями распределения случайных величин. В атомной энергетике для таких систем обычно используется экспоненциальное распределение при оценке P_0 , $P_{ис}$ и P_p [2—4]. В этом случае интегральный коэффициент неготовности

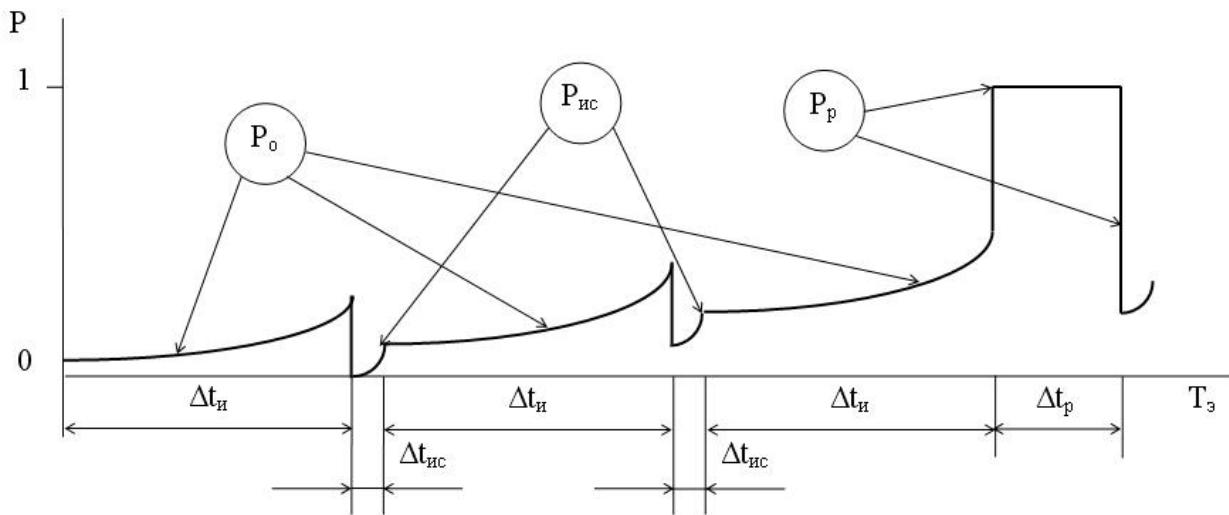


Рис. 1. Расчетная модель обобщенного метода оптимизации испытаний/планового ТОиР СБ

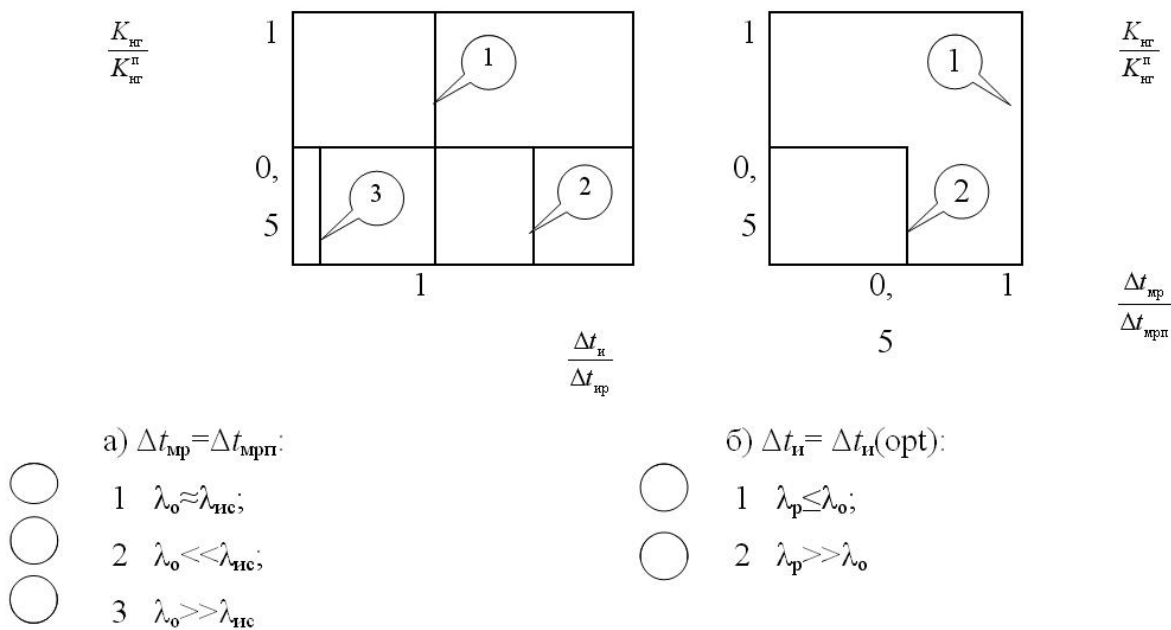


Рис. 2. Оптимальная периодичность испытаний и планового ТОиР СБ в проектные сроки эксплуатации

$$K_{нг} = \frac{1}{\lambda_0 T_3} [\exp(\lambda_0 \Delta t_{и}) - 1] + \frac{1}{\lambda_{ис} \Delta t_{и}} [\exp(\lambda_{ис} \Delta t_{ис}) - 1] + \frac{T_3}{\lambda_p \Delta t_{мр} \Delta t_p} [\exp(\lambda_p \Delta t_p) - 1] \quad (3)$$

где λ_0 , $\lambda_{ис}$, λ_p — интенсивность потока критических для ФБ отказов в режиме ожидания, испытаний и ремонта соответственно, определяемая по статистическим данным опыта эксплуатации.

В частности, критерий оптимизации испытаний СБ при работе реактора на мощности следует из решения уравнений

$$\frac{dK_{нг}(\text{opt}\Delta t_{ис})}{d(\Delta t_{ис})} = 0; \quad \frac{d^2 K_{нг}(\text{opt}\Delta t_{ис})}{d(\Delta t_{ис})^2} > 0 \quad (4)$$

Отдельные результаты расчетов оптимизации периодичности испытаний и плановых ТОиР СБ в проектные сроки эксплуатации T_p при различных соотношениях интенсивностей потока отказов приведены на рис. 2, где $K_{нг}^n$ — проектный коэффициент неготовности в соответствии с установленными регламентом продолжительностью режимов ожидания $\Delta t_{ир}$ и межремонтной кампании $\Delta t_{мрп}$. Регламентированная проектом периодичность испытаний обоснована при сопоставимости интенсивности потока отказов в режимах ожидания и испытаний ($\lambda_0 \approx \lambda_{ис}$) — см. рис. 2, а. При $\lambda_0 < \lambda_{ис}$ оптимальная периодичность испытаний $\Delta t_{ис}^{-1}$ в несколько раз меньше проектной, а при $\lambda_0 > \lambda_{ис}$ — наоборот, больше проектной (см. рис. 2, а).

При оптимальной периодичности испытаний СБ на мощности реактора в случае $\lambda_p \gg \lambda_0$ количество плановых ТОиР должно быть сокращено вдвое (1 раз в 8 лет для 4-годовой топливной кампании) — см. рис. 2, б.

Оптимальная периодичность испытаний СБ существенно зависит от сроков эксплуатации T_p , поэтому при продлении проектных сроков эксплуатации оптимальная периодичность испытаний должна быть пересмотрена: оптимальная периодичность испытаний в запроектные сроки эксплуатации фактически линейно убывает в зависимости от сроков продления эксплуатации (рис. 3).

$$\text{opt} \frac{\Delta t_{ис}(T_p > T_{эп})}{\Delta t_{ис}(T_p = T_{эп})}$$

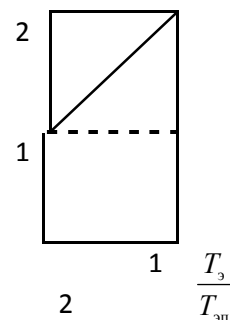


Рис. 3. Оптимальная периодичность испытаний СБ на мощности реактора в запроектные сроки эксплуатации

Основные выводы

1. Предложен обобщенный метод оптимизации периодичности испытаний и планового ремонта систем безопасности, находящихся в режиме ожидания при работе реактора на мощности.

2. Показано, что при значительной интенсивности потока отказов по причине износа оптимальная периодичность испытаний должна быть сокращена в несколько раз по отношению к регламентной.

3. При оптимальной периодичности испытаний на мощности в случае значительной интенсивности потока отказов, связанных с качеством технического обслуживания и ремонта, количество плановых ремонтов систем безопасности должно быть сокращено вдвое.

4. При продлении проектных сроков эксплуатации количество испытаний должно быть сокращено пропорционально срокам продления эксплуатации при прочих равных условиях.

Список использованной литературы

1. Риск-ориентированные подходы оптимизации технического обслуживания и эксплуатационного контроля систем, важных для безопасности АЭС / Д.В. Билей, С.В. Васильченко, Ю.Л. Коврижкин и др. Под ред. В.И. Скалозубова. — Одесса : ТЭС, 2004. — 531 с.
2. Оптимизация планирования ремонтов и испытаний систем безопасности атомных электростанций на основе риск-ориентированных подходов / Ю. Л. Коврижкин, Ю.А. Комаров, В.М. Пышный и др. Под ред. В.И. Скалозубова. — Одесса : ТЭС, 2006. — 383 с.
3. Оптимизация плановых ремонтов энергоблоков атомных электростанций с ВВЭР / Ю.Л. Коврижкин, В.Н. Колыханов, В.Ю. Кочнева, В.В. Урбанский. Под ред. В.И. Скалозубова. — Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2008. — 496 с.
4. Комаров Ю.А. Развитие риск-ориентированных подходов для повышения безопасности и эффективности эксплуатации атомных электростанций / Ю.А. Комаров. — Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2014. — 288 с.

Получено 18.08.2016

УДК 621.039

В.П. Кравець¹, К.В. Кустов²¹Державне підприємство «НАЕК «Енергоатом» ВП «Рівненська АЕС», м. Вараш²Державне підприємство «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування», м. Київ

ВДОСКОНАЛЕННЯ ПРОЦЕСУ АТЕСТАЦІЇ СИСТЕМ НЕРУЙНІВНОГО КОНТРОЛЮ В ЯДЕРНІЙ ЕНЕРГЕТИЦІ УКРАЇНИ ШЛЯХОМ ВПРОВАДЖЕННЯ СУЧАСНОЇ СВІТОВОЇ ПРАКТИКИ І СТВОРЕННЯ НОВОГО АТЕСТАЦІЙНОГО ОРГАНУ

Розглянуті існуюча національна практика та передові міжнародні підходи до атестації систем експлуатаційного неруйнівного контролю металу обладнання та трубопроводів АЕС України. Визначені проблеми атестаційного процесу та шляхи їх вирішення.

Ключові слова: неруйнівний контроль, атестація систем експлуатаційного неруйнівного контролю, ENIQ, АЕС, ВВЕР.

Вступ. Сучасні вимоги до безпеки ядерних енергетичних установок, зокрема, до розрахунків опору радіаційному окрихченню корпусу реактора, застосування концепції "теча перед руйнуванням", інші обґрунтування безпечної експлуатації ком-понентів і трубопроводів першого контуру, в тому числі в роботах з продовження термінів експлуатації, ставлять нові завдання і вимоги до можливостей і ефективності експлуатаційного неруйнівного контролю на АЕС з ВВЕР.

Контроль цілісності першого контуру ядерних парогенеруючих установок ВВЕР АЕС України проводиться з використанням систем експлуатаційного неруйнівного контролю (СЕНК), що складаються із обладнання, методики та персоналу.

Роботи з атестації СЕНК являють собою комплексне і доволі витратне завдання по системному підтвердженню можливостей і обмежень експлуатаційного контролю і класифіковані в рамках Позабюджетної програми МАГАТЕ з безпеки АЕС з ВВЕР і РБМК, як дуже важливі (категорія ІІІ).

Національні вимоги. В ядерній енергетиці України проведення атестації СЕНК регламентується нормативним документом НП 306.2.113-2005 [1], що був розроблений на основі рекомендацій МАГАТЕ та європейської мережі з атестації та контролю (ENIQ).

Згідно [1] в атестаційному процесі беруть участь Експлуатуюча організація, Регулюючий орган, Атестаційний орган (АО) та організація, що проводить експлуатаційний контроль.

При цьому Атестаційний орган повинен бути незалежною від інтересів кожного з учасників атестаційного процесу постійно діючою організацією. До складу АО можуть входити чи залучатися на постійній та тимчасовій основі кваліфіковані фахівці в галузі неруйнівного контролю, у тому числі співробітники Експлуатуючої організації.

Атестаційний орган створюється центральним

органом виконавчої влади з питань забезпечення державної політики в енергетичній галузі України (на даний час це Міненерговугілля) відповідно до діючого законодавства та погоджується з Регулюючим органом.

Атестаційний орган має функціонувати відповідно до розробленої системи управління якістю, що гарантує незалежність, неупередженість і конфіденційність виконуваних робіт.

Національний досвід. У 2007 році для виконання вимог НП 306.2.113-2005 [1] функції Атестаційного органу були покладені на Головну Галузеву Атестаційну комісію в ядерній енергетиці України (ГГАК), а саме: заступником міністра Мінпаливнерго України було затверджено «Положення про порядок атестації систем експлуатаційного неруйнівного контролю обладнання та трубопроводів АЕС» [5].

Це «Положення...» - єдиний документ системи управління якістю ГГАК-АО, що безпосередньо стосується атестації СЕНК. Наразі «Положення...» вже не відповідає накопиченому досвіду атестацій в галузі, отриманим в ході виконання європейських проектів знанням та передовим світовим підходам до організації атестаційного процесу. Воно не містить детального опису всіх етапів атестації СЕНК, чітких конкретних вимог і правил, виконання яких гарантувало б неупередженість, незалежність, компетентність і конфіденційність АО та атестаційного процесу. Вимоги до компетентності голови і членів ГГАК-АО, етичні правила поведінки, конкретні технічні прийоми із забезпечення конфіденційності тест-зразків, організаційні заходи із забезпечення незалежності і неупередженості не описані, тобто практично відсутні. В «Положенні...» наявні лише декларації цих принципів діяльності АО, скопійовані із НП 306.2.113-2005 [1].

В ситуації відсутності чітких документів системи управління якістю неупередженість, незалежність, компетентність і конфіденційність АО

стають залежними від особистих якостей і від етичності поведінки голови, заступників і членів ГГAK-АО.

Рекомендації МАГАТЕ та сучасний європейський досвід. В даний час в світовій ядерній енергетиці вироблені певні підходи до атестації систем неруйнівного контролю. Стосовно реакторів типу ВВЕР принципи атестації неруйнівного контролю були сформульовані МАГАТЕ у «Методології атестації систем експлуатаційного контролю для АЕС з реакторами типу ВВЕР» [3].

Згідно Розділу 5 «Принципи атестації» цієї методології МАГАТЕ: «Будь яка організація, що управляє процесом атестації, виконує атестацію чи оцінює і видає сертифікати в процесі атестації системи експлуатаційного контролю (атестаційний орган), повинна бути незалежною від будь-яких комерційних чи операційних чинників (тобто критерії незалежності, що є еквівалентними до тих, що зазначені у EN 45004 (нині EN 45004 замінено на ISO/IEC 17020:2012 [2]) для органів інспектування типу А). Атестаційні органи можуть також бути незалежною частиною організацій-ліцензіата (тобто критерії незалежності, що є еквівалентними до тих, що зазначені у EN 45004 для органів інспектування типу В)»;

- «Атестаційний орган повинен функціонувати відповідно до документально оформленої системи якості, яка гарантує його незалежність, неупередженість і конфіденційність».

Таким чином документ МАГАТЕ прямо вказує на те, що підвалини неупередженості, незалежності і конфіденційності АО та атестаційного процесу повинні створюватися документами системи управління якістю на основі міжнародного стандарту ISO/IEC 17020:2012 [2]. Дана вимога є ключовою щодо атестаційного органу, який повинен бути створений.

Досвід, отриманий в ході реалізації міжнародного проекту SSM 2009/4200 «Надання технічної допомоги з атестації автоматизованих систем експлуатаційного контролю металу АЕС України», який реалізується за програмою міжнародного співпраці між ДП НАЕК «Енергоатом» і Шведським органом радіаційної безпеки (SSM) показує, що сучасна європейська практика атестації систем неруйнівного контролю базується на розгалуженій системі стандартів по організації та проведенню атестації для того, щоб продемонструвати Регулятору, Ліцензіату та суспільству, що системи неруйнівного контролю компонентів першого контуру АЕС дійсно надійно і якісно виконують свої функції. При цьому ISO/IEC 17020:2012 [2] використовується як основний стандарт, що описує вимоги до функціонування Атестаційного органу.

Вимоги стандарту ISO/IEC 17020:2012 щодо незалежності АО. Сучасний стандарт EN ISO/IEC 17020:2012 [2] вимагає, щоб орган інспектування

(у нашому випадку – Атестаційний орган) був неупередженим. Відповідно до [2] компетентність і незалежність в діяльності атестаційного органу є складовими його неупередженості.

Впровадження принципів і вимог стандарту [2] для регламентації діяльності АО та процесу атестації повністю відповідає зобов'язанням України щодо гармонізації нормативної бази з системами стандартизації, акредитації, робіт з оцінки відповідності ЄС і не суперечить чинним національним нормативно-правовим актам у сфері ядерної та радіаційної безпеки.

Шляхи вдосконалення процесу атестації СЕНК. В зв'язку зі змінами в законодавстві України в даний час в ядерній енергетиці відбувається реорганізація діяльності, пов'язаної з атестаціями в сфері неруйнівного контролю, зокрема розроблений і впроваджується новий стандарт з атестації персоналу з контролю металу СОУ НАЕК 131:2016 [4]. Також в 2016 році своїм наказом Міністерства енергетики України відмінило накази і положення щодо створення і функціонування ГГAK і, таким чином, виникла необхідність подальшого врегулювання питання атестації систем неруйнівного контролю.

Одним із шляхів вирішення ситуації, що склалася є:

- створення нового Атестаційного органу на базі державного підприємства, діючого у сфері ядерної енергетики, із залученням необхідних компетенцій;

- розробка та вдосконалення документів, що регламентують діяльність АО та атестаційний процес у відповідності з сучасними європейськими підходами ENIQ, рекомендаціям МАГАТЕ [3] та стандарту ISO/IEC 17020: 2012 [2].

Діяльність нового АО повинна бути побудована на основі стандарту [2]. При цьому структура АО та схема взаємодії з учасниками атестаційного процесу, в разі створення АО по типу А згідно [2], буде відповідати схемі, наведеній на рисунку 1.

Основним бенефіціаром та найбільш зацікавленою стороною у якісній атестації систем неруйнівного контролю є Експлуатуюча організація, тобто ДП «НАЕК «Енергоатом». З іншого боку ДП «НАЕК «Енергоатом» має багаторічний досвід та компетенції у впровадженні та використанні систем неруйнівного контролю. Залучення найбільш досвідчених фахівців з неруйнівного контролю ДП «НАЕК «Енергоатом» до роботи в АО є доцільним та відповідає вимогам НП 306.2.113-2005 [1] і умовам стандарту [2] для інспекційних органів типу А. Створення АО на базі державного підприємства, що діє у сфері ядерної енергетики є додатковою гарантією використання принципів та підходів культури безпеки при атестації систем неруйнівного контролю.

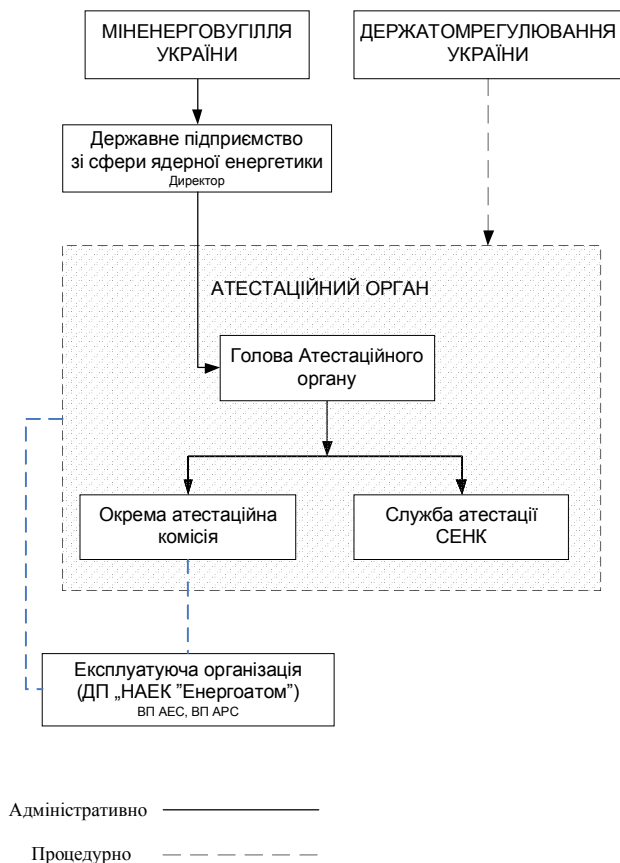


Рис. 1. Структура Атестаційного органу та схема взаємодії з учасниками атестаційного процесу, що пропонується

Вимоги ISO/IEC 17020:2012 [2] є загальними для різних видів органів інспекції, тому для впро-

вадження його у сфері неруйнівного контролю в ядерній енергетиці України необхідно детально описати конкретні вимоги до діяльності АО та процесу атестації у документах системи якості.

В таблиці нижче наведені приклади впровадження положень стандарту [2], як вимоги до Атестаційного органу та системи якості.

Висновки

1. Атестація систем неруйнівного контролю в ядерній енергетиці України може бути вдосконалена шляхом створення нового Атестаційного органу та розробки документів, що регламентують діяльність АО та атестаційний процес у відповідності з сучасними європейськими підходами ENIQ, рекомендаціями МАГАТЕ [3] та міжнародного стандарту ISO/IEC 17020:2012 [2].

2. Неупередженість, незалежність і конфіденційність діяльності АО може бути забезпечена шляхом створення відповідної задокументованої системи якості, в т. ч. на основі стандарту [2].

3. У документації системи управління діяльністю АО повинні бути вказані чіткі конкретні вимоги і правила, такі як вимоги до компетентності голови і членів АО, етичні правила поведінки, конкретні технічні прийоми із забезпечення конфіденційності тест-зразків, організаційні заходи із забезпечення незалежності і неупередженості.

Таблиця 1. Приклади впровадження положень стандарту ISO/IEC 17020:2012

Розділи та положення ISO/IEC 17020:2012	Вимоги, правила, заходи, що повинні бути впроваджені в системі управління діяльністю АО
Вступ «... орган, що проводить інспекцію, повинен мати необхідну компетентність для виконання поставленого завдання».	АО є професійним, компетентним органом. Професійність висновків АО забезпечується залученням до атестації компетентного персоналу. Компетентність персоналу, що проводить атестацію забезпечується шляхом: - встановлення вимог до компетентності персоналу АО (наявність атестації на 2 чи 3 рівень в неруйнівному контролі, досвід роботи, освіта) - надання і врахування відомостей про членів АО; - відбору персоналу до складу АО і призначення на виконання конкретної атестації.
4 Загальні вимоги 4.1 Неупередженість та незалежність 4.1.1 «Інспекційна діяльність повинна проводитись неупереджено».	Декларування у документах: «Діяльність Атестаційного органу із атестації СЕНК повинна проводитись неупереджено і незалежно».
4.1.2 «Орган інспекції повинен нести відповідальність за неупередженість своєї інспекційної діяльності та не може бути підданий комерційному, фінансовому чи іншому тиску, що дискредитує його неупередженість».	АО відповідає за неупередженість під час виконання атестації СЕНК. В посадових інструкціях постійних працівників АО в розділ «відповідальність» буде внесена вимога: «Керівникам АО заборонено пов'язувати кількісні і якісні результати виконаної атестації з розмірами винагороди, яку отримують за свій труд фахівці, що виконують атестацію у складі АО».
4.1.3 «Орган інспекції повинен постійно виявляти загрози для неупередженості. Сюди відносяться ризики, пов'язані з його діяльністю або з його контактами, або контактами його персоналу. Однак, такі контакти не обов'язково ставлять під загрозу його	АО проводить аналіз застосовуваних схем діяльності на предмет наявності конфлікту інтересів. АО під час кожної атестації проводить аналіз і складає письмовий звіт, що стосується зв'язків персоналу, що залучається до робіт з атестації, на предмет наявності у нього конфлікту інтересів, що може завадити неупередженості. Забороняється залучення до конкретної атестації в складі АО персоналу,

Розділи та положення ISO/IEC 17020:2012	Вимоги, правила, заходи, що повинні бути впроваджені в системі управління діяльністю АО
неупередженість».	що працює у тому ж підрозділі (групі, відділі, лабораторії, службі, дільниці, цеху), який виконує контроль за допомогою СЕНК, що атестується. Контакти персоналу АО з персоналом організації, що виконує контроль за допомогою СЕНК, що атестується, не є забороненими і повинні здійснюватися відкрито, неприховано.
4.1.4 «У разі виявлення загрози неупередженості орган інспекції повинен бути в змозі продемонструвати, як він усуває або мінімізує цю загрозу». 4.1.5 «Орган інспекції повинен заручитися активною підтримкою вищого керівництва щодо політики неупередженості».	Керівники АО і його члени вживають наступні заходи щодо виявлення і усунення загроз неупередженості. Працівники АО повинні повідомляти керівника та заступника АО щодо контактів, які ставлять під загрозу неупередженість АО. Будь-які пропозиції винагороди в зв'язку з атестаційною діяльністю працівника чи члена АО повинні бути відхилені, окрім винагороди, яку він отримує згідно з встановленим в АО порядком. Про будь-які спроби надати таку винагороду чи спробу тиску працівник чи член АО повинен протягом 3 днів письмово (включно з електронним листом) повідомити голові АО і його заступнику. У разі виявлення загрози неупередженості керівники АО повинні провести службове розслідування. Якщо за результатом розслідування виявлена неетична, неправомірна поведінка працівника чи члена АО, керівник АО має право: - відсторонити від участі в АО члена АО, який в силу виявлених обставин становить загрозу неупередженості; - виключати із складу АО його членів.
4.2 Конфіденційність	Будуть описані процедури проектування, виготовлення, придбання, і умови зберігання закритих тест-зразків для атестації СЕНК, що забезпечать конфіденційність. Зберігання зразків буде письмово описано і буде організовано таким чином, щоб персонал, який атестується не мав доступу до конфіденційної інформації про закриті тест-зразки. Будуть розроблені Правила етичної поведінки для членів АО. Ці правила і зобов'язання про їх виконання будуть підписувати члени АО.

Список використаної літератури

1. НП 306.2.113-2005 Вимоги до проведення атестації систем експлуатаційного неруйнівного контролю обладнання та трубопроводів АЕС. - Київ, 2005. - 13 с.
2. Conformity assessment – Requirements for the operation of various types of bodies performing inspection. ISO/IEC 17020:2012. - 2012. - p.18.
3. Methodology for qualification of in-service inspection systems for WWER nuclear power plants. IAEA-EBP-WWER-11. -Vienna, 1998. - p. 23.
4. СОУ НАЕК 131:2016 Технічне обслуговування та ремонт. Вимоги до атестації персоналу в сфері контролю металу. - Київ, 2016. - 27 с.
5. Положення про порядок атестації систем експлуатаційного неруйнівного контролю обладнання та трубопроводів АЕС.- Київ, 2007. - 6 с.

Отримано 12.01.2017

Реферати опублікованих статей / Summaries

УДК/UDC 539.4

Ю.О. Оборський, В.О. Куров, В.О. Посох

Методичні підходи до оцінки циклічної міцності трубопроводів і обладнання енергоблоків АЕС за допомогою програмного комплексу APM Structure 3D

У статті розглянуті методичні підходи до проведення комплексу робіт з оцінки циклічної міцності обладнання і трубопроводів з використанням сучасного програмного засобу автоматизованого розрахунку і проектування APM Structure 3D. Роботи по даному напрямку виконуються з метою перепризначення допустимої кількості регламентованих циклів навантаження, які можуть бути вичерпані при понадпроектній експлуатації АЕС. Розглядається послідовність і методологія виконання робіт по визначенню та прогнозуванню накопиченого втомного пошкодження конструкцій у відповідності з сучасними методиками і вимогами нормативної документації. Показано основні можливості програмного комплексу для вирішення задач циклічної міцності. Наводиться аналіз результатів розрахунків, отриманих методом скінченних елементів, в порівнянні з аналітичним рішенням задачі. Обґрунтовано застосування сучасних розрахункових кодів для розв'язання трудомістких задач і збільшення точності отримуваних розрахункових параметрів.

УДК/UDC 621.039.003

М.І. Власенко, О.В. Годун, В.М. Кірянчук, Д.В. Пишна
Аналіз оновлених сценаріїв розвитку атомної енергетики України до 2100 року

На підставі оновлених даних 2015 року за прогнозом виробництва та споживання електроенергії в Україні проведена прогнозна оцінка розвитку ядерної енергетики України до 2100 року. Оцінки виконані з використанням коду моделювання MESSAGE (МАГАТЕ). Ядерна генерація представлена на основі відкритого ядерно-паливного циклу з реакторними установками III+ покоління. Виконано аналіз сценаріїв з обмеженням долі АЕС у виробництві електроенергії на рівні 35% і 50%. Додатково, для порівняння розглянуто оптимізаційний сценарій, при якому доля АЕС у виробництві електроенергії визначається кодом моделювання MESSAGE (МАГАТЕ) на основі техніко-економічних показників різних видів генерації та вартості енергоносіїв. Визначений найбільш реалістичний сценарій розгортання ядерної генерації після 2030 року. Для різних сценаріїв отримані прогнозні оцінки з динаміки введення в експлуатацію нових потужностей реакторних установок (РУ), накопиченню відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) та продуктів його переробки.

УДК/UDC 620.92

Ю.В. Хомич

Определение трендов характерных теплогидравлических параметров для ранней диагностики компенсируемых малых течей первого контура

Малые течи теплоносителя первого контура эквивалентным диаметром до 11 мм, компенсируемые работой

I. Oborskyi, V. Kurov, V. Posokh

Approaches to the assessment of cyclic strength of NPPs pipelines and equipment by program complex APM Structure 3d

The article describes the methodological approaches to the complex of works on assessment of the fatigue strength of equipment and pipelines using modern software-aided calculation and design APM Structure 3D. Works in this direction are performed to reassign permissible number of regulated loading cycles, which may be depleted during operation beyond the design lifetime of NPP. A sequence and methodology of work to identify and predict the accumulated fatigue damage of structures in accordance with the modern techniques and the requirements of regulatory documents. Showing the main features of the complex problem-solving cyclic strength. The analysis of the calculation results obtained by the finite element method, in comparison with the analytical solution of the problem. The application of modern computer codes to solve the time-consuming tasks and increase the accuracy of the calculated parameters.

N. Vlasenko, O. Godun, V. Kyrianchuk, D. Pyshna

Analysis of updated scenarios of nuclear energy development of Ukraine up to 2100

On the basis of the updated data of 2015 on the forecast of electricity production in Ukraine an assessment of development of the nuclear power in Ukraine till 2100 is carried out. Estimates are made with use of a model code MESSAGE (IAEA). Nuclear generation is based on the open nuclear fuel cycle with reactors of III+ generation. The analysis of scenarios with limitation of NPP share in electricity generation at the level of 35% and 50% is made. In addition, for comparison the optimizing scenario at which the share of the NPPs in electricity generation is defined by a code of model operation MESSAGE (IAEA). The analysis is based on the technical and economic parameters of different types of generation. The most realistic scenario of deployment of nuclear generation after 2030 is defined. For various scenarios projections on dynamics of commissioning of new reactor installations, spent nuclear fuel (SNF) accumulation and its reprocessing products are received.

Y. Khomych

Identifying trends of typical thermal-hydraulic parameters for early diagnostic of compensable small leaks

Small leaks with the equivalent diameter, what is less than 11 mm, which are compensable by feed-and bleed system work,

системы подпитки-продувки 1 контура, обладают негативной спецификой. Это обуславливает необходимость ускорения раннего обнаружения нарушения. Контроль трендов изменения характерных теплогидравлических параметров может позволить значительно сократить время диагностики течей-невидимок.

УДК/UDC 621.039:504.064.3

В.В. Карташов

Транскордонний вплив на територію Російської Федерації максимальної проектної аварії на Запорізькій АЕС України

У статті наведені результати розрахунків та обґрунтування транскордонного радіаційного впливу на навколишнє природне середовище і населення Російської Федерації максимальної проектної аварії на Запорізькій АЕС. Показано, що допустимі значення еквівалентних і поглинених доз опромінення органів і тканин людини, визначені у нормативному документі Російської Федерації НРБ 99/2009, не перевищуються за самих несприятливих метеорологічних умов.

УДК/UDC 621.039.564

А.Д. Скорбун, С.Н. Стадник, В. Г. Котеленец, Д.В. Салов

Использование теории гиперслучайных явлений и корреляционного анализа для шумовой диагностики реакторного оборудования

Наличие длинных временных рядов данных, получаемых в процессе непрерывного контроля за состоянием оборудования атомной электростанции, дает возможность использования современных статистических подходов для анализа долговременного поведения такого оборудования. В данном случае было проведено сбор и обработку результатов измерения давления питательной воды до парогенератора, перепад давления теплоносителя на главном циркуляционном насосе 1, уровень котловой воды в парогенераторе 1 и уровень теплоносителя в компенсаторе давления энергоблока ОП «Южно-Украинская АЭС». Показано, что у некоторых из этих параметров отсутствует статистическая устойчивость, что требует пересмотра подходов к статистическому анализу таких данных, а выявленные особенности могут быть новым критерием для контроля технологического режима ядерной установки. Использование корреляционного анализа выявило зависимости между некоторыми параметрами.

УДК/UDC 658.562:621.039

С.В. Бержанський

Система оперативного управління безпекою АЕС: шкала оцінки та зони керування

Стаття містить огляд запропонованої системи оперативного управління поточним рівнем безпеки АЕС (СОУ ПРБ), концепцію функціонування системи та базові методи керування поточним станом безпеки. Запропонована шкала виміру ризику (як міра оцінки безпеки) у діапазоні від оперативного керування до регулюючого втручання.

have the negative aspect. This necessitates a need for accelerating the early detection of such failures. Monitoring of typical thermal-hydraulic parameters makes it possible to significantly reduce diagnostic time of "invisible" leaks.

V.Kartashov

Transboundary impact on the territory of Russian Federation at maximum design basis accident at Zaporizhzhya NPP in Ukraine

The article contains calculation results and justifications of transboundary radiation impact on the Russia environment and population of a maximum design basis accident at Zaporizhzhya NPP in Ukraine. It is shown that maximum regulated values of equivalent and exposure doses on human organs and tissues, set in Russian regulation NRB 99/2009, are not exceeded even under extremely unfavourable meteorological conditions.

A. Skorbun, S. Stadnyk, V. Kotelenets, D. Salov

Use of the theory of hyper-random phenomena and correlation analysis for noise diagnostics of reactor equipment

Existence of longtime sets of data, which are received in a process of continuous monitoring of nuclear power plant equipment state, gives the possibility to use contemporary statistical approaches for analyzing longtime behavior of such equipment. In this case collection and processing of results of measurements of feedwater pressure before steam generator; pressure difference of a coolant on a main circulating pump 1, a level of boiler water in a steam generator 1, level of a coolant in a pressurizer of a power unit of SD South-Ukrainian NPP have been carried out. It is shown, that some of these parameters have lack of statistical stability, which requires revision of approaches to analyzing such data. The revealed peculiarities can be a new criterion for control of technological regime of a nuclear facility. The use of correlation analysis revealed dependences between some parameters.

S. Berzhanskiy

System of NPP operational safety management: estimation scale and zones of management

This article contains a brief description of the proposed system of operational management by current safety level NPP (in abbreviated form – SOM CSL), the concept of its functioning and basic management of current safety level. Proposed scale of risk measurement (as a measure of safety assessment) in the range of operational management to regulatory intervention.

УДК/UDC 621.039.7

Ю.А. Ольховик

О технологическом обеспечении витрификации лавовых топливосодержащих масс объекта «Укрытие»

Рассмотрена возможность превращения лавовых топливосодержащих масс в устойчивое к воздействию альфа-излучения боросиликатное стекло с использованием индукционного плавления в «холодном» тигле. Продемонстрирована техничная возможность создания установки витрификации лавовых топливосодержащих масс с использованием серийного оборудования, определены основные узлы и системы такой установки. Предложено использование метода планирования эксперимента для определения оптимального состава конечного продукта.

УДК/UDC 502.65:621.039.75:628.3

Ю.В. Бондар

Синтез волокнистых полимерных і нанокомпозитних сорбентів для охорони навколишнього середовища

Радіаційно-індукована прищепна полімеризація – сучасний і ефективний метод модифікації полімерних матеріалів. Розглянуті приклади використання цього методу для синтезу сорбційно-активних поліпропіленових волокон з іонообмінними і хелатуючими функціональними групами. Синтезовані волокна можуть також бути використані як тверда матриця для отримання композитних волокон з сорбційно-активною неорганічною фазою. Запропонована двохстадійна стратегія синтезу композитних сорбентів (радіаційно-індукована прищепна полімеризація функціонального мономера на поверхню волокна з подальшим *in situ* формуванням неорганічної фази), яка дозволила синтезувати нанокомпозитні сорбенти для ефективного вилучення радіонуклідів (Cs, Sr, U) з мультикомпонентних розчинів.

УДК/UDC 621.039.7

Ю.А. Ольховик., Ю.Г. Федоренко, А.Н. Розко

Относительно захоронения солевых радиоактивных отходов АЭС в Чернобыльской зоне отчуждения

Рассмотрена возможность захоронения металлических бочек-контейнеров с соевым плавом без его извлечения и переработки путем размещения в защитных контейнерах с применением дополнительного инженерного барьера. Вследствие присущих солевому плаву ингибиторных свойств главным фактором разрушения контейнеров-бочек является внешняя коррозия со скоростью примерно 0,04 мм/год за счет взаимодействия влаги с металлической поверхностью. В качестве дополнительного барьерного материала рассматриваются глинокомпозиты на основе бентонитовых глин Черкасского месторождения, способные к поглощению проникающей в защитный контейнер влаги и к повышению гидроизоляции упаковок вследствие создания умеренного избыточного давления внутри контейнера.

Однако такой способ захоронения солевого плава требует внесения изменений в действующую классификацию радиоактивных отходов и отнесения солевого плава к твердым отходам.

Yu. Olhovyk

On the technological conditions of lava fuel-containing masses vitrification of the object "Shelter"

It is shown that lava fuel-containing masses need additional conditioning because of changes occurred and overall low corrosion resistance. The possibility is considered of converting the lava masses of fuel into borosilicate glass resistant to alpha radiation. Technical ability to create installation of fuel-containing masses vitrification with the use of the serial equipment is demonstrated, the main components and systems of such a facility are identified. It is proposed to use the method of experimental design to determine the optimal composition of the final product.

Yu. Bondar

Synthesis of fibrous polymer and nanocomposite sorbents for environmental protection

Radiation-induced graft polymerization is a modern and effective method for modification of polymer materials. This paper considers some schemes for synthesis of sorption-active polypropylene fibers with ion-exchange and chelating functional groups with the use of this method. The synthesized fibers can also be used as a host solid matrix for synthesis of composite fibers with sorption-active inorganic phase. The proposed two-stage synthesis of composite sorbents on the base of polymer fibers (radiation-induced graft polymerization of the functional monomer with subsequent *in situ* formation of inorganic phase) allowed us to obtain nanocomposite adsorbents for effective removal of radionuclides (Cs, Sr, U) from multicomponent solutions.

Y. Olkhovyk, Y. Fedorenko, A. Rozko

About disposal of NPPs salt radioactive wastes in Chernobyl exclusive zone

The possibility of disposal of metallic drum-containers with salt cake without its extraction and processing by placing them in protective containers in view of the properties of existing and additional storage engineering barriers is considered. Due to the high solubility of the salt cake the main danger is the destruction of the burial drum-containers due to corrosion of the outer surface about 0.04 mm/year. As an additional barrier it is provided the use of composites based on palygorskite clays and bentonite clays from Cherkassy field.

However, the disposal of the salt cake is possible only after appropriate changes to the Basic Sanitary Rules for Radiation Safety of Ukraine in the classification of the salt cake and attributing it to the solid radioactive waste.

УДК/UDC 620.92

О.В. Корольов, Я.О. Комарова-Ракова

Дослідження можливості отримання «магнегазу» з водо-вугільної суміші

В результаті спалювання природних палив чиниться негативний вплив на навколишнє середовище. Рішенням проблеми є перехід на використання атомної енергії. Однак, при проектуванні АЕС планувалися базові режими їх експлуатації. Одним із способів вирішення проблеми експлуатації АЕС у маневрених режимах може бути виробництво магнегазу під час нічних провалів навантаження в електромережах.

УДК/UDC 621.039

В.І. Скалозубов, С.В. Васильченко, Д.С. Перковский, С.В. Клевцов

Узагальнений метод оптимізації періодичності випробувань та планового ремонту систем безпеки атомних електростанцій

Запропоновано узагальнений метод оптимізації періодичності випробувань та планового ремонту систем безпеки, що знаходяться в режимі очікування під час роботи реактора на потужності.

Показано, що при значній інтенсивності потоку відмов з причини зносу оптимальна періодичність випробувань повинна бути скорочена в декілька разів щодо регламентної.

При оптимальній періодичності випробувань на потужності у випадку значної інтенсивності потоку відмов, що пов'язані з якістю технічного обслуговування та ремонту, кількість планових ремонтів систем безпеки повинно скоротити вдвічі.

При продовженні проектних термінів експлуатації кількість випробувань повинно скоротити пропорційно термінам продовження експлуатації за інших рівних умов.

УДК/UDC 621.039

В.П. Кравец, К.В. Кустов

Совершенствование процесса аттестации систем неразрушающего контроля в ядерной энергетике Украины путем внедрения современной мировой практики и создание нового Аттестационного органа

Рассмотрены существующая национальная практика и передовые международные подходы к аттестации систем эксплуатационного неразрушающего контроля металла оборудования и трубопроводов АЭС Украины. Определены проблемы аттестационного процесса и пути их решения.

O. Korolev, Y. Komarova-Rakova

Researches of a Possibility of Receiving "Magnegas" From Water-Coal Mix

The result of combustion of natural fuels is negative impact on the environment. A solution is the transition to use of nuclear energy. However, at designing of NPP only the basic modes of their operation were planned. Production of a magnegas during night lowering of load in power supply networks can be one of the ways to solve the problem of operation of the NPP in maneuvering modes.

V. Skalozubov, S. Vasilchenko, D. Perkovsky, S. Klevtsov

Generalized method of optimization of periodicity of tests and scheduled repair for safety systems of nuclear power plants

The paper offers the generalized method of optimization of periodicity of tests and scheduled repair of safety systems being in standby mode when the reactor operates at power.

It is shown that when the intensity of failures due to wearing is considerable it is need to reduce optimum test periodicity several times against the regulated one.

When the intensity of failures due to quality of maintenance and repair is considerable and test periodicity is optimum it is needed to reduce the number of scheduled repairs of safety systems twice.

When design operation life is extended, it is need to reduce the number of tests in proportion to operation extension terms with other conditions being equal.

V. Kravets, K. Kustov

Improvement of the qualification process of NDT systems in Ukrainian nuclear power by implementing contemporary international practice and establishment of a new Qualification Body

The article analyses the existing national practice and advanced international approaches to the qualification of in-service inspection systems of NPP equipment and pipelines. It identifies qualification process problems and proposes the ways how they can be solved.

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

ДЛЯ НОТАТОК

ДЛЯ НОТАТОК