

Министерство образования и науки Российской Федерации
Обнинский институт атомной энергетики
Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»
Ядерное общество России

ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается с 1993 г.

№ 2016 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

В.Е.Юрин

Многофункциональное резервирование собственных нужд АЭС на базе парогазовой установки с использованием паро-водородного перегрева 5

А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов

Автоматизированная ультразвуковая система снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов АЭС 13

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

А.В. Антонов, В.А. Чепурко

Методика статистического анализа данных об отказах оборудования АЭС в условиях неоднородного потока событий 20

А.Г. Юферов

Дисперсионное уравнение реактиметра 30

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

С.В. Павлов

Изменение изгибной жесткости ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатации 42

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.И. Белозеров, Е.Н. Ботыко, М.М. Жук

Исследование режимов с нарушением условий охлаждения реакторной установки со стороны второго контура ВВЭР-1000 53

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, Г.П. Титов, Д.А. Носов

Методика использования программно-тренажерных средств при изучении специальных дисциплин 63

В.А. Канке

Метанаучные основания управления ядерными знаниями 73

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

А.В. Соболев, М.В. Радченко

Использование модели пластичности Джонсона-Кука в численном моделировании бросковых испытаний контейнеров для транспортирования ОЯТ 82

ФИЗИКА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

А.В. Гулевич, А.И. Брежнев, О.Ф. Кухарчук, А.А. Суворов

О возможности оптимизации нейтронно-физических характеристик лазерной системы с накачкой от импульсного реактора 94

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

**С.Г. Калякин, Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, Г.П. Богословская,
А.П. Иванов, М.А. Коновалов, А.В. Морозов, В.Ю. Стогов**

Исследования в обоснование высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода (часть 1) 104

И.А. Чусов, А.С. Шелегов, О.Ю. Кочнов

Особенности конструкций исследовательских реакторов водо-водяного типа 116

А.С. Бочкарев, П.Н. Алексеев, А.С. Корсун, В.С. Харитонов

Моделирование естественной циркуляции для анализа внутренней самозащищенности быстрых натриевых реакторов 129

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.В. Клименко

Вырожденные задачи оптимизации и конкурентоспособность ЯЭУ 139

ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА

Ю.А. Кураченко, Ю.Г. Забарянский, Е.А. Онищук

Оптимизация мишени для производства фотонейтронов 150

Ю.В. Лысак, В.М. Демин, В.А. Климанов, Б.Я. Наркевич, В.Л. Ромоданов

Подход к дозиметрическому планированию радионуклидной терапии 163

CONTENTS

NUCLEAR POWER PLANTS

Yurin V.E.

- Multifunctional backup electricity supply for NPP auxiliary needs based
on combined-cycle power plant with hydrogen overheating 05 (11)

Minin S.I., Trofimov A.I., Trofimov M.A.

- Automated ultrasonic system residual stresses in the welded joints
of the circulation pipe NPP 13 (18)

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Antonov A.V., Chepurko V.A.

- Statistical analysis of the nuclear power plant equipment failure data
in non-homogeneous failure flow 20 (28)

Yufarov A.G.

- Dispersion equation for the reactivity meter 30 (39)

NUCLEAR MATERIALS

Pavlov S.V.

- In-service change in the flexural rigidity of the VVER-1000 fuel assemblies 42 (50)

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Belozerov V.I., Botko E.N., Zhuk M.M.

- Study of regimes with disturbance of the conditions of cooling the reactor plant
from the side of the secondary circuit of reactor VVER 53 (61)

PERSONNEL TRAINING

Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Titov G.P., Nosov D.A., Tuchkov A.M.

- Methods for using computer training facilities in studies of special disciplines 63 (71)

Kanke V.A.

- The metascientific foundations of nuclear knowledge management 73 (80)

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

Sobolev A.V., Radchenko M.V.

- Using Johnson-Cook plasticity model to drop test numerical simulation containers
for spent fuel transportation 82 (92)

PHYSICS IN NUCLEAR POWER ENGINEERING

Gulevich A.V., Kuharchuk O.F., Brezhnev A.I., Suvorov A.A.

- On feasibility of optimizing the neutronic performance of a laser system pumped
by a pulsed reactor 94 (102)

PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

*Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Sorokin A.P., Bogoslovskaya G.P.,
Ivanov A.P., Konovalov M.A., Morozov A.V., Stogov V.Yu.*

- Investigations in a substantiation of high temperature nuclear energy technology
with fast neutron reactor cooled by sodium for hydrogen production
and other innovative applications (part 1) 104 (113)

Chusov I.A., Shelegov A.S., Kochnov O.Yu.

- Design features of water-cooled research reactors 116 (127)

Bochkarev A.S., Alekseev P.N., Korsun A.S., Kharitonov V.S.

- Modeling of natural circulation for the inherent safety analysis of sodium cooled
fast reactors 129 (136)

ECONOMICS OF NUCLEAR POWER

Klimenko A.V.

- Degenerate optimization problems and competitive NPPs 139 (148)

NUCLEAR MEDICINE AND BIOLOGY

Kurachenko Yu.A., Zabaryansky Yu.G., Onischuk E.A.

- Optimization studies of photoneutron production 150 (160)

Lysak Yu.V., Dyomin V.M., Klimanov V.A., Narkevich B.Ya., Romodanov V.L.

- Approach to radionuclide therapy dosimetry planning 163 (171)

МНОГОФУНКЦИОНАЛЬНОЕ РЕЗЕРВИРОВАНИЕ СОБСТВЕННЫХ НУЖД АЭС НА БАЗЕ ПАРОГАЗОВОЙ УСТАНОВКИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПАРОВОДОРОДНОГО ПЕРЕГРЕВА

В.Е. Юрин

*Отдел энергетических проблем Саратовского научного центра РАН,
Саратовский государственный технический университет им. Ю.А. Гагарина
410054, г. Саратов, ул. Политехническая, 77*



Предложен путь комбинирования атомной электростанции с парогазовой установкой и водородным комплексом, которые в штатном режиме дают возможность повысить мощность станции, а в случае полного обесточивания – обеспечить электроснабжение собственных нужд АЭС. Предлагается использование водорода для перегрева пара, генерируемого уходящими газами газотурбинной установки, входящей в состав парогазовой установки. Парогазовая установка должна быть установлена за территорией АЭС. Водород будет генерироваться при электролизе воды за счет дешевой внешней энергии АЭС в ночное время, после чего эффективно использоваться днем, повышая параметры пара перед паровой турбиной, входящей в состав парогазовой установки.

Проведена вероятностная оценка надежности системы в состояниях обесточивания при совместном использовании парогазовой установки и каналов системы аварийного электроснабжения с дизель-генераторами.

Предложенная система позволяет обеспечить электроснабжение собственных нужд АЭС более 72-х часов. Для обеспечения собственных нужд станции при отказе газотурбинных установок возможно использование паровой турбоустановки в составе парогазовой установки. Паровая турбина может работать за счет генерации дополнительного пара при сжигании водорода в кислороде. При соответствующей модернизации система позволяет использовать остаточное тепловыделение реактора. Установлено, что предложенный вариант комбинирования АЭС с парогазовой установкой в сочетании с водородным комплексом позволяет повысить надежность электроснабжения собственных нужд АЭС в аварийных ситуациях с обесточиванием.

Ключевые слова: система аварийного электроснабжения, водородный цикл, камера сгорания, атомная электростанция, парогазовая установка, маневренность, безопасность, резервирование собственных нужд АЭС, полное обесточивание.

ВВЕДЕНИЕ

Существует ряд систем, основанных на использовании водородного комплекса, призванных увеличивать производимую мощность АЭС, а также обеспечить собственные нужды станции в случае аварийной ситуации с обесточиванием [1 – 4]. Все

© В.Е. Юрин, 2016

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

предлагаемые системы подразумевают использование водорода в цикле АЭС. В условиях особого отношения к безопасности атомных станций ряд ученых и общественных деятелей относятся негативно к использованию водорода на территории станции. Альтернативным вариантом может стать производство водорода на АЭС, но использование его в спутниковой установке, находящейся за территорией станции. Известны автономные водородные парогенераторы [5], однако они обладают одним ярко выраженным недостатком – постоянным принудительным водяным охлаждением, снижающим эффективность использования теплоты высокотемпературных продуктов сгорания водорода в кислороде из-за значительного количества отводимой теплоты, необходимой для изменения фазового состояния балластировочной воды. Кроме того, образуются солевые отложения в тракте внешнего охлаждения камеры сгорания балластировочной водой, что со временем становится причиной неработоспособного состояния водородного пароперегревателя.

Предлагается альтернативное использование водорода для перегрева пара, генерируемого уходящими газами газотурбинной установки (ГТУ), входящей в состав парогазовой установки (ПГУ), которая должна быть установлена за территорией АЭС. Водород будет генерироваться при электролизе воды за счет дешевой внепиковой энергии АЭС и эффективно использоваться, повышая параметры пара перед паровой турбиной, входящей в состав ПГУ [6].

Такая установка обеспечит надежное резервирование собственных нужд (СН) станции на случай аварий, связанных с полным обесточиванием. Актуальность предлагаемого решения подтверждает и авария на японской АЭС «Фукусима-1», показавшая, что эффективность и надежность существующих аварийных систем защиты на базе резервных дизель-генераторов не соответствует современным требованиям безопасности на АЭС. Существуют проекты по повышению безопасности, основанные, в основном, на системах пассивного отвода тепла (СПОТ) или установке дополнительного канала системы аварийного электроснабжения (САЭ) с дизель-генератором (ДГ). Однако установка оборудования СПОТ и САЭ с ДГ увеличивает стоимость основных фондов АЭС, не изменяя при этом количества вырабатываемой электроэнергии, что негативно сказывается на конкурентоспособности станции.

ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ЧАСТЬ

По предлагаемой системе многофункционального резервирования СН АЭС на базе парогазовой установки с использованием пароводородного перегрева электроснабжение потребителей первой (СУЗ, управляющие системы безопасности, аварийное освещение) и второй групп (насосы САОЗ, аварийный питательный электрический насос) можно обеспечить за счет дополнительной парогазовой установки (ПГУ) с использованием пароводородного перегрева. В работе должен оставаться циркуляционный насос конденсатора, необходимый для сохранения рабочего тела путем сброса сгенерированного в парогенераторах (ПГ) пара через быстродействующую редукционную установку (БРУ-К) в конденсатор. Рассматривалась ПГУ, состоящая из двух газотурбинных и одной паротурбинной установок.

Система (рис. 1) работает следующим образом. Вочные внепиковые часы ГТУ 4 и ПТУ 8 снижают нагрузку, но остаются в работе в роли горячего резерва. При электролизе воды происходит аккумулирование невостребованной ночной электроэнергии в виде водорода и кислорода, которые при помощи дожимных водородных и кислородных компрессорных агрегатов поступают в емкости хранения.

В пиковые часы электрической нагрузки ГТУ вырабатывает электрическую мощность. За счет уходящих газов в котле-утилизаторе 6 генерируется пар, который

перегревается за счет сжигания запасенного водорода в кислороде в двухступенчатой камере сгорания с пароводяным охлаждением 7 [7] и направляется на ПТУ, которая также вырабатывает электроэнергию.

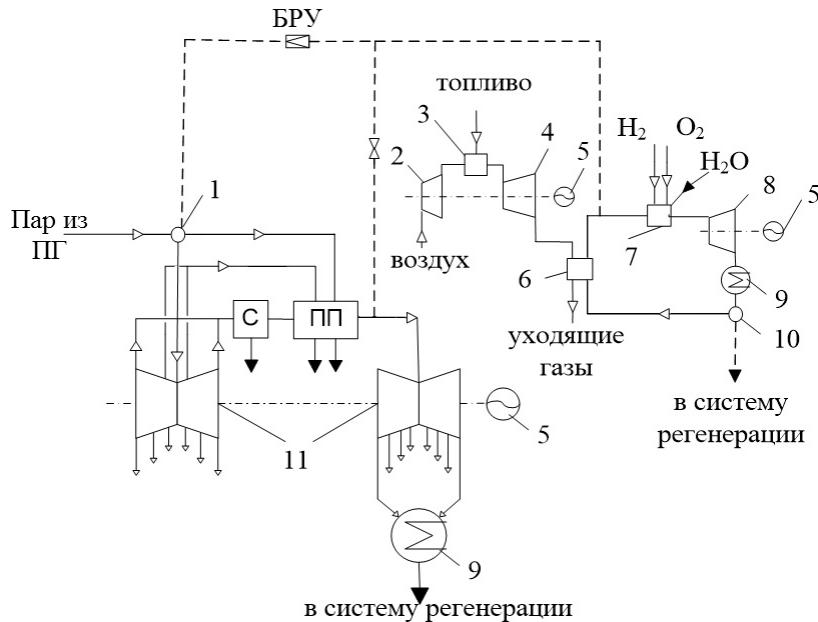


Рис. 1. Принципиальная технологическая схема системы многофункционального резервирования СН АЭС на базе комбинирования с ПГУ с использованием пароводородного перегрева: 1 – устройство парораспределения; 2 – компрессор; 3 – камера сгорания; 4 – ГТУ; 5 – электрические генераторы; 6 – котел-утилизатор; 7 – двухступенчатая камера сгорания с пароводяным охлаждением; 8 – ПТУ; 9 – конденсаторы; 10 – устройство распределения конденсата; 11 – основная ПТУ

Использование двухступенчатой камеры сгорания с пароводяным охлаждением 7 обеспечивает эффективное использование аккумулированной в виде водорода и кислорода энергии. Полученный в камере сгорания с пароводяным охлаждением высокотемпературный пар смешивается с паром, сгенерированным в котле-утилизаторе 6, что приводит к повышению его температуры и к увеличению теплоперепада и расхода пара в ПТУ [8].

В аварийной ситуации, сопровождаемой полным обесточиванием станции, ГТУ работают на выработку электроэнергии, необходимой потребителям первой и второй категорий и циркуляционному насосу АЭС. При этом обеспечивается двойное резервирование, т.к. одна ГТУ способна генерировать необходимую для расхолаживания реакторов АЭС электроэнергию. В случае отказа ГТУ пар генерируется в двухступенчатой камере сгорания с пароводяным охлаждением, на которую через резервные ресиверы подаются водород и кислород, запасенные в резервной системе хранения, и впрыскивается балластированная вода. Она обеспечивает охлаждение камеры сгорания и генерацию пара в объеме необходимом для электроснабжения СН АЭС посредством ПТУ.

Для повышения безопасности из парогенератора к ПГУ может быть протянут паропровод (по предварительной оценке длиной от 300 до 450 м). Через него в состоянии обесточивания при отказе обеих ГТУ (например, при разрыве газопровода) нагрузку на себя сможет принять ПТУ, используя пар, генерируемый в парогенераторах за счет энергии остаточного тепловыделения. Это будет возможно в течение 72-х часов и более даже при отсутствии запаса водорода и кислорода или отказе двухступенчатой камеры сгорания с пароводяным охлаждением [9]. В ноч-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ные часы штатного режима можно будет поддерживать в качестве горячего резерва ПТУ за счет пара, отбираемого из энергоблока АЭС. В этом случае ГТУ можно будет отключать и экономить дорогостоящий природный газ. При аварийной ситуации ПТУ продолжит выработку электроэнергии на собственные нужды, пока для генерации рабочего тела будет хватать энергии остаточного тепловыделения и запасенных водорода с кислородом [3]. За это время будут запущены ГТУ.

Важное место в процессе экспертизы проектов атомных станций занимает процедура вероятностного анализа безопасности. Вероятностные анализы безопасности (ВАБ) используются во ФГУП «Атомэнергопроект» (Россия) в качестве инструмента для выработки и принятия решений по повышению безопасности и для решения эксплуатационных вопросов действующих и проектируемых АЭС с ВВЭР [10]. Взаиморезервирование активных и пассивных систем в новых проектах атомных станций позволяет обеспечить высокий уровень надежности выполнения функций безопасности посредством снижения влияния отказов по общей причине (применение конструктивного и функционального разнообразия) и путем снижения влияния ошибочных действий персонала (при работе пассивных систем не требуется каких-либо действий персонала). В последние годы на зарубежных атомных станциях (как и на российских) развитие пассивных систем безопасности стало одним из основных условий при проектировании [11]. После тяжелой аварии с повреждением топливных сборок и защитных оболочек на АЭС «Фукусима-1» возникла необходимость комплексного пересмотра проектов АЭС на предмет устойчивости к внешним воздействиям природного характера, сопровождаемых множественными отказами систем безопасности [12]. Для пассивных систем не требуется дополнительные источники электроэнергии, поэтому их установка является обязательной при разработке реакторов нового поколения [13 – 15].

Предлагается альтернативный способ резервирования собственных нужд АЭС, позволяющий полностью окупить вложения в системы безопасности посредством выработки предлагаемыми системами электроэнергии в сеть. Для предварительной оценки вероятности повреждения активной зоны (ПАЗ) реактора при совместном использовании системы многофункционального резервирования СН АЭС на базе парогазовой установки и трехканальной системы аварийного электроснабжения с дизель-генераторами составлен график состояний, показанный на рис. 2.

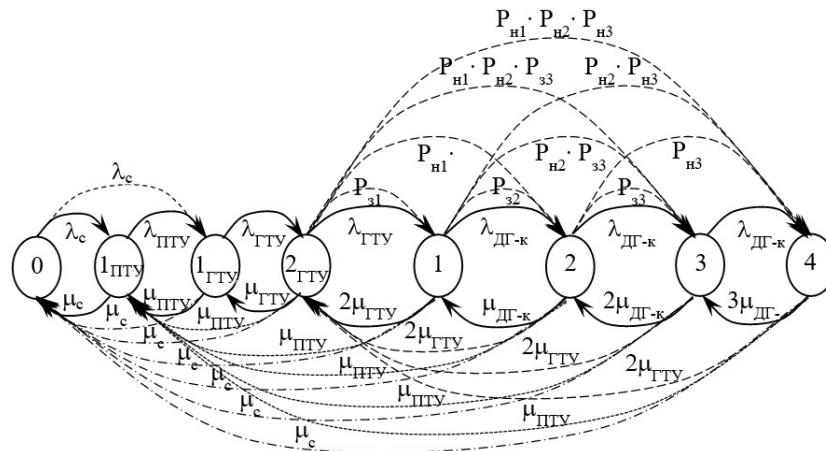


Рис. 2. Граф состояний для системы многофункционального резервирования СН АЭС, включающей ПГУ и трехканальную САЭ с ДГ: 0 – отсутствие нарушений связи с системой; $1_{\text{ПТУ}}$ – потеря внешних источников электроэнергии, выполнение функций ПТУ; $1_{\text{ГТУ}}$ – отказ ПТУ, выполнение функций ГТУ1; $2_{\text{ГТУ}}$ – отказ ГТУ1, выполнение функций ГТУ2; 1 – отказ ГТУ2, выполнение функций одним из трех каналов САЭ с ДГ; 2 – отказ первого канала, выполнение функций вторым каналом САЭ с ДГ; 3 – отказ второго канала, выполнение функций третьим каналом САЭ с ДГ; 4 – отказ всех резервных каналов с потерей электроснабжения

При определении основных показателей надежности использовались элементы теории марковских процессов. Построенный граф состояний был описан с помощью дифференциальных уравнений [16, 17]. При расчете учитывались следующие факторы:

- в случае незапуска ДГ с заданной вероятностью система переходит в следующее состояние;
- интенсивности потери теплоносителя первого контура и аварийной течи в парогенераторе, при которых дополнительная паровая турбина не может использовать остаточное тепловыделение;
- интенсивности отказов и восстановления основных элементов системы;
- экстремальные природные условия Среднего Поволжья России за последние 100 лет (землетрясения 6 – 7 балов, пыльные бури, ураганный ветер, сильные обледенения и др.).

Интенсивности отказов и восстановления элементов вычисляются как сумма интенсивностей отказов по внутренним (наработка на отказ) и внешним (климатические условия) причинам [3, 16, 18].

Итоговая интенсивность ПАЗ вычислялась на основании вышеуказанных данных. С учетом запаса водорода и резервного паропровода, позволяющего использовать остаточное тепловыделение, она составила $9,39 \cdot 10^{-8}$ 1/реакторолет. При питании собственных нужд АЭС за счет одной из ГТУ (вторая ГТУ в резерве) интенсивность отказа САОТ составила $1,76 \cdot 10^{-8}$ 1/реакторолет. Для сравнения рассматривалась трехканальная САЭ с установкой дополнительного общестанционного дизель-генератора. Интенсивность ПАЗ в этом случае составила $8,5 \cdot 10^{-6}$ 1/реакторолет.

В случае максимальной проектной аварии может использоваться ГТУ MS5001RA, обеспечивающая электроэнергией четыре энергоблока при включении системы аварийного расхолаживания высокого давления. Интенсивность отказа САОТ в таком варианте составит $7,11 \cdot 10^{-7}$ 1/реакторолет, что соответствует установленной норме для интенсивности повреждения активной зоны (ПАЗ) АЭС с ВВЭР нового поколения, не превышающей $1,0 \cdot 10^{-6}$ 1/реакторолет [19].

На случай максимальной проектной аварии (обеспечивание с разрывом ГЦК) мощность одной из ГТУ выбирается выше мощности дизель-генератора (для энергоблока ВВЭР-1000 – 5,6 МВт) [20]. Тогда, исходя из требуемой мощности для четырех энергоблоков, можно выбрать ГТУ MS5001RA (26,3 МВт), LM1600PA (13,98 МВт) и паровую турбину К-12-10ПА (11,6 МВт). По параметрам этого оборудования составлен баланс котла-utiлизатора, подтверждающий допустимость такого выбора. Общий расход природного газа в номинальном режиме равен 2,631 кг/с. Как показали расчеты [21], срок окупаемости составит 13 лет, а полученный за 25 лет чистый дисконтированный доход – 1935 млн. руб.

ВЫВОДЫ

1. Комбинирование АЭС и парогазовой установки с возможностью использования остаточного тепловыделения реактора и (или) энергии запасенных водорода и кислорода для выработки электроэнергии позволит значительно снизить частоту ПАЗ.

2. За счет работы резервной ПГУ для генерации электроэнергии в штатном режиме достигается положительный экономический эффект и окупаемость дополнительных капиталовложений в системы безопасности, что, в итоге, приводит к повышению технико-экономической эффективности, безопасности и конкурентоспособности АЭС.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ (№15-19-10027)

Литература

1. Аминов, А.Н. Егоров, В.Е. Юрин. Патент РФ №2499307. Способ расхолаживания водо-охлаждаемого реактора при полном обесточивании АЭС, заявка от 20.06.2012, опубл. 20.11.2013. Бюл. №32.
2. Аминов Р.З., Егоров А.Н., Юрин В.Е. Резервирование собственных нужд АЭС в условиях полного обесточивания на основе водородного цикла. // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114. – №4. – С. 234-236.
3. Aminov R.Z., Yurin V.E. Nuclear power plant safety improvement based on hydrogen technologies, Nuclear Energy and Technology (2016).
URL: <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucet.2015.11.016>.
4. Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E. Multifunctional redundancy own needs in nuclear power plants. / In Proceedings of the IXth International Conference «Science, Technology and Higher Education». December 23–24, 2015. Westwood, Canada
5. Малышенко С.П. Исследования и разработки ОИВТ РАН в области технологий водородной энергетики // Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология». – 2011. – Т. 95. – № 3. – С. 10-34.
6. Юрин В.Е. Патент РФ № 2529508. Способ повышения маневренности АЭС. Заявка от 09.04.2013, опубл. 27.09.2014, бюл. № 27.
7. Аминов Р.З., Байрамов А.Н., Юрин В.Е. Патент РФ №2488903. Система сжигания водорода в цикле АЭС с регулированием температуры водород-кислородного пара, заявка от 03.05.2012, опубл. 27.07.2013. Бюл. №21.
8. Байрамов А.Н. Эффективность интеграции АЭС с водородным энергетическим комплексом / Дисс. канд. тех. наук, 05.14.01, защищена 20.04.10, утв. 17.09.10. – М. – 2010. – 142 с.
9. Аминов Р.З., Юрин В.Е., Маркелов Д.А. Активная система отвода остаточного тепловыделения реактора ВВЭР-1000 // Атомная энергия. – 2015. – Т. 118. – №5. – С. 261-266.
10. Швыряев Ю.В., Морозов В.Б. Результаты откорректированного ВАБ для АЭС повышенной безопасности с ВВЭР-1000. // VII Международный форум по информационному обмену «Анализ безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР и РБМК» (ФОРУМ-7, 28-30 октября 2003. Словакия).
11. International Atomic Energy Agency. The Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future, Proc. of a Conf., IAEA, Vienna, 1991.
12. Gauntt R., Kalinich D., Cardoni J. Fukushima Daiichi Accident Study Report. / Sandia National Laboratories. – 2012. – 298 p.
13. Tanaka T. Examination of Natural Circulation and Heat Removal by Steam Generator. Proc. of the VIth International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-6), № N6P054, Nara, Japan, 2004.
14. Oikawa H. Safety System Improvement for the Next Generation BWR. Proc. Vth Internal Conference on Nuclear Engineering (ICON-E-5), №-2538. Nice, France. – 1997.
15. Vijayan P. Safety features in nuclear power plants to eliminate the need of emergency planning in public domain. // Academy Proceedings in Engineering Sciences. – Vol. 38. – Iss. 5. – PP. 925-943.
16. Аминов Р.З., Юрин В.Е. Оценка эффективности использования активной системы отвода остаточного тепловыделения при обесточивании на примере реактора ВВЭР-1000. // Известия РАН. Энергетика. – 2014. – №6. – С. 61-72.
17. Аминов Р.З., Гарифевский М.В., Юрин В.Е. Свидетельство о гос. регистрации программы для ЭВМ №2013660800. Вероятностная оценка безопасности АЭС в состояниях обесточивания при общестанционном резервировании собственных нужд на основе постоянно действующих турбоустановок/Заявка от 06.08.2013, зарегистрировано 19.11.2013.
18. Попырин Л.С., Штромберг Ю.Ю., Дильман М.Д. Надежность парогазовых установок. // Теплоэнергетика. – 1999. – №7. – С. 50-53.
19. Токмачев Г.В. Подход к применению ВАБ при проектировании АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №4. – С.44-53.
20. Аминов Р.З. Батенин В.М., Ипатов П.Л. Использование газотурбинных установок для резервирования собственных нужд АЭС//Теплоэнергетика. – 2006. – №12. – С. 25-28.
21. Юрин В.Е. Исследование систем активного отвода остаточного тепловыделения реакторов на базе комбинирования АЭС с многофункциональными установками. Дисс. канд. техн. наук 05.14.01, защищена 29.09.15, утв. 30.12.15. – М., 2015. – 115 с.

Поступила в редакцию 29.03.2016 г.

Автор

Юрин Валерий Евгеньевич, м. н. с. ОЭП СНЦ РАН, ассистент каф. ТАЭС
СГТУ им. Гагарина, канд. техн. наук
E-mail: urin1990777@bk.ru

UDC 621.039:62-622

MULTIFUNCTIONAL BACKUP ELECTRICITY SUPPLY FOR NPP AUXILIARY NEEDS BASED ON COMBINED-CYCLE POWER PLANT WITH HYDROGEN OVERHEATING

Yurin V.E.

Department of Energy Problems, Saratov Scientific Center of the Russian Academy of Sciences. 77 Politehnicheskaya st., Saratov, 410054 Russia

ABSTRACT

Approach is suggested of combining nuclear power plant with combined cycle gas turbine unit and hydrogen producing complex which, while operated in normal conditions, give the possibility to increase plant capacity and, in case of complete blackout, to ensure supply of electricity for covering auxiliary needs of the NPP. It is suggested to use hydrogen for overheating generated steam by exhaust gases of the gas turbine plant included in the composition of the combined cycle gas turbine unit. Combined cycle gas turbine unit must be installed beyond the NPP site. Hydrogen is to be generated by electrolysis of water using cheap off-peak energy produced by the NPP during nighttime, following which hydrogen will be efficiently used during the day for enhancing parameters of steam before the gas turbine included in the composition of the combined cycle gas turbine unit.

Probabilistic assessment was performed of reliability of the proposed system in the conditions of loss of power supply for the case of joint use of the combined cycle gas turbine unit and emergency electric power supply channels equipped with diesel generators.

The proposed system allows ensuring supply of electricity for covering auxiliary needs of the NPP during more than 72 hours. Use of the steam turbine plant included in the composition of the combined cycle gas turbine unit is possible for covering auxiliary needs of the NPP in case of failure of gas turbine plants. Steam turbine can be operated due to the generation of additional steam during incineration of hydrogen in oxygen. With appropriate modernization the system allows using decay heat released in the nuclear reactor core. It was established that the proposed option of combining NPP with combined cycle gas turbine unit in combination with hydrogen generating complex allows enhancing reliability of supply of electricity for covering auxiliary needs of the NPP in emergency conditions accompanied with loss of electric power supply.

Keywords: emergency electricity supply, hydrogen cycle, combustion chamber, nuclear power plant, combined cycle gas turbine unit, maneuverability, safety, back-up electricity supply for covering auxiliary needs of the NPP, nuclear emergency with complete loss of electric power supply.

REFERENCES

1. Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E. A method of cooling down water-cooled reactor of NPP with full blackout, Patent RF №2499307, 2013 (in Russian).
2. Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E. Hydrogen Cycle Based Backup for NPP Internal Needs During a Blackout. *Atomic Energy*. 2013, v. 114, no. 4, pp. 289-292. DOI: 10.1007/s10512-013-9712-0 (in Russian).
3. Aminov R.Z., Yurin V.E. Nuclear power plant safety improvement based on hydrogen technologies, *Nuclear Energy and Technology* (2016). Available at <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucet.2015.11.016>.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

4. Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E. Multifunctional redundancy own needs in nuclear power plants. / Proceedings of the IXth International Conference «Science, Technology and Higher Education». December 23–24, 2015. Westwood, Canada.
5. Malysheko S.P. JIHT RAS Research and Development in the Field of Hydrogen Energy Technologies. *International Scientific Journal for Alternative Energy and Ecology*, 2011, v. 95, no. 3, pp. 10-34.
6. Yurin V.E. Approach to improving maneuverability of NPP. Patent RF №2529508, 2014 (in Russian).
7. Aminov R.Z., Bayramov A.N., Yurin V.E. The system of hydrogen combustion in the cycle of NPP with controlled temperature of hydrogen-oxygen steam. Patent RF №2488903, 2013 (in Russian).
8. Bayramov A.N. Efficiency of integration of NPP with hydrogen energy complex. Diss. Cand. Sci. (Engineering) 05.14.01: 20.04.10 defended: approved. 17.09.10. Moscow, 2010, 142 p. (in Russian).
9. Aminov R.Z., Markelov D. A., Yurin V.E. System for Active Removal of the Decay heat Released in VVER-1000. Atomic Energy, 2015, v. 118, no. 5, pp. 324-330. DOI 10.1007/s10512-015-0001-y (in Russian).
10. Shvyryaev Y.V., Morozov V.B. Rezul'taty otkorrektirovannogo The results of corrected PSA for NPPs with enhanced safety equipped with VVER-1000 reactors. In Proc. of the VIIth International forum for the exchange of information «NPP Safety Analysis with the Reactor of the Type VVER and RBMK». Slovakia, 2003.
11. International Atomic Energy Agency. The Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future. Proc. of the Conf., IAEA, Vienna, 1991.
12. Gauntt R., Kalinich D., Cardoni J. Fukushima Daiichi Accident Study Report. Sandia National Laboratories. 2012. 298p.
13. Tanaka T. Examination of Natural Circulation and Heat Removal by Steam Generator, Proc. of the VIth International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-6), №N6P054, Nara, Japan, 2004.
14. Oikawa H. Safety System Improvement for the Next Generation BWR. Proc. Vth Internal Conference on Nuclear Engineering (ICONE-5), No-2538. Nice, France, 1997.
15. Vijayan P., Safety features in nuclear power plants to eliminate the need of emergency planning in public domain. *Academy Proceedings in Engineering Sciences*, v. 38, iss. 5, pp. 925-943.
16. Aminov R.Z., Yurin V.E. Evaluating the effectiveness of the active decay heat removal system during blackout using the example of the VVER-1000 reactor. *Izvestiya RAN. Energetics*, 2014, no. 6, pp. 61-72 (in Russian).
17. Aminov R.Z., Garievsky M.V., Bayramov A.N., Yurin V.E. Probabilistic safety assessment of NPP under the conditions of blackout under backing up the total station auxiliary needs on the basis of continuously operated turbines. Certificate of Computer program state registration № 2013660800, 2013 (in Russian).
18. Popirin L.S., Stromberg Y.Y., Dilman M.D. Reliability of combined-cycle plants. *Teploenergetika*, 1999, no. 7, pp. 50-53 (in Russian).
19. Tokmachev G.V. Approach to the use of probabilistic safety analysis in the design of new generation of WWER reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2007, no. 4, pp. 44-53 (in Russian).
20. Aminov R.Z., Batenin V.M., Ipatov P.L. Application of combined cycle gas turbine plants for backing up NPP auxiliary needs. *Teploenergetika*, 2006, no. 12, pp. 25-28 (in Russian).
21. Yurin V.E. Investigation of systems of active removal of reactor decay heat of on the basis of nuclear power plants combined with multifunction plants. Diss. Cand. Sci. (Engineering) 05.14.01: 29.09.15. Moscow, 2015, 115 p. (in Russian).

Author

Yurin Valerij Evgen'evich, Junior Research Fellow of Saratov SC RAS,
Assistant of Department, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: urin1990777@bk.ru.

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ УЛЬТРАЗВУКОВАЯ СИСТЕМА СНЯТИЯ ОСТАТОЧНЫХ НАПРЯЖЕНИЙ В СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЯХ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС

С.И. Минин, А.И. Трофимов, М.А. Трофимов

*Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ
249040, Калужская область, г. Обнинск, Студгородок, д. 1*



Предлагается техническое решение задачи снятия остаточных напряжений, образующихся при сварке циркуляционных трубопроводов АЭС, с помощью ультразвукового устройства. Снятие остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов ультразвуковым устройством в процессе сварки позволяет повысить надежность, увеличить прочностные характеристики. Сварное соединение, обработанное ультразвуком в процессе сварки, имеет мелкозернистую структуру и высокую коррозионную стойкость. Представлена функциональная схема устройства и его конструкция.

Ключевые слова: остаточные напряжения, сварка, сварные соединения, ультразвуковой метод снятия напряжений, ультразвук, автоматизированная ультразвуковая система.

ВВЕДЕНИЕ

Повышение надежности сварных конструкций является одной из важных задач обеспечения безопасности АЭС. Работоспособность сварных конструкций определяется работоспособностью сварного соединения, несущая способность которого значительно уступает несущей способности основного металла. Это связано с термодеформационными процессами, а также с фазовыми и структурными превращениями при сварке, в результате которых в сварных соединениях образуются остаточные напряжения. Они складываются с напряжениями от внешних нагрузок и являются основной причиной разрушения сварных конструкций [1 – 18].

На кафедре «Автоматика, контроль и диагностика» Обнинского института атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ предложен и разработан ультразвуковой метод снятия остаточных напряжений в сварных соединениях металлов и сплавов. Создан опытный образец автоматизированного устройства снятия остаточных напряжений, функциональная схема которого приведена на рис. 1.

ФУНКЦИОНАЛЬНАЯ СХЕМА УСТРОЙСТВА

Для обеспечения эффективного снятия остаточных напряжений необходимо непрерывное воздействие ультразвуком на образец, поэтому в устройстве используются два (~ 3 кВт) генератора ультразвука с водным охлаждением. Блок управле-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ния 1, осуществляет управление шаговыми приводами перемещения преобразователей вдоль трубопровода. Блок управления 2 управляет электрическими тормозами, чтобы удержать преобразователи на трубе между перемещениями; определяет положение сварочного электрода относительно преобразователей с помощью оптических датчиков и передает эту информацию в микроконтроллер блока управления 1 с помощью интерфейса RS485. Кроме того, имеется система визуального контроля положения сварочного аппарата относительно ультразвуковых преобразователей.

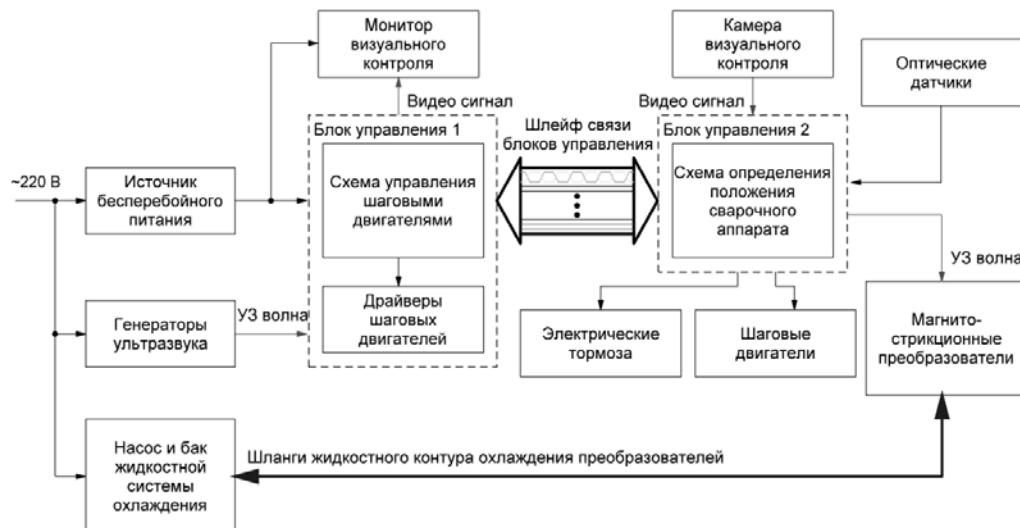


Рис. 1. Функциональная схема устройства

Устройство состоит из следующих функциональных частей.

- Источник бесперебойного питания, обеспечивающий стабилизированное питание наиболее важных частей устройства – блоков управления и визуального контроля.
- Генераторы мощного ультразвука и магнитострикционные преобразователи, создающие ультразвуковую волну необходимой мощности. Для правильной работы устройства необходимо непрерывное воздействие ультразвуком на образец, поэтому в устройстве будет использовано два генератора.
- Насос и бак жидкостной системы охлаждения магнитострикционных преобразователей. Поскольку для снятия остаточных напряжений требуется высокозэнергетическая волна (3 кВт), то используются относительно громоздкие магнитострикционные ультразвуковые преобразователи. Кроме того, они выделяют достаточно много тепловой энергии, которую наиболее эффективно можно отводить с помощью жидкостной системы охлаждения.
- Блок управления 1, осуществляющий управление шаговыми приводами перемещения преобразователей вдоль образца.
- Драйвер управления шаговыми двигателями (составная часть блока управления 1). Микроконтроллер, являющийся основой блока управления 1, не может работать с сигналами выше 5 В. Этого напряжения недостаточно для управления промышленными шаговыми двигателями, которые предполагается использовать для перемещения преобразователей вдоль образца. Поэтому требуется специальная усилительная схема, называемая драйвером.
- Блок управления 2 выполняет следующие функции:
 - управление электрическими тормозами, чтобы удерживать преобразователи на образце между перемещениями;

- определение положения сварочного электрода относительно преобразователей (между преобразователями или нет) с помощью оптических датчиков;
- передача информации о положении сварочного электрода в микроконтроллер блока управления 1 с помощью интерфейса RS485.

• Видеосистема визуального контроля положения сварочного аппарата относительно ультразвуковых преобразователей. Видеосигнал передается по отдельному коаксиальному кабелю.

Механическая конструкция обеспечивает крепление следующих частей устройства:

- ультразвуковых преобразователей к трубопроводу ДУ-300;
- электрических двигателей, перемещающих ультразвуковые преобразователи вдоль сварного шва, а также в направлении к (от) трубе каждого из них;
- прочих частей устройства, расположенных вблизи сварного шва (блока управления 2, камеры визуального контроля и фотодатчиков).

Кроме того конструкция должна отвечать следующим требованиям:

- отсутствие соскальзывания устройства под собственным весом при любом положении трубопровода;
- легкость конструкции и простота установки;
- малые массогабаритные показатели;
- наличие удобных ручек для переноса устройства.

Эскиз механической конструкции приведен на рис. 2.

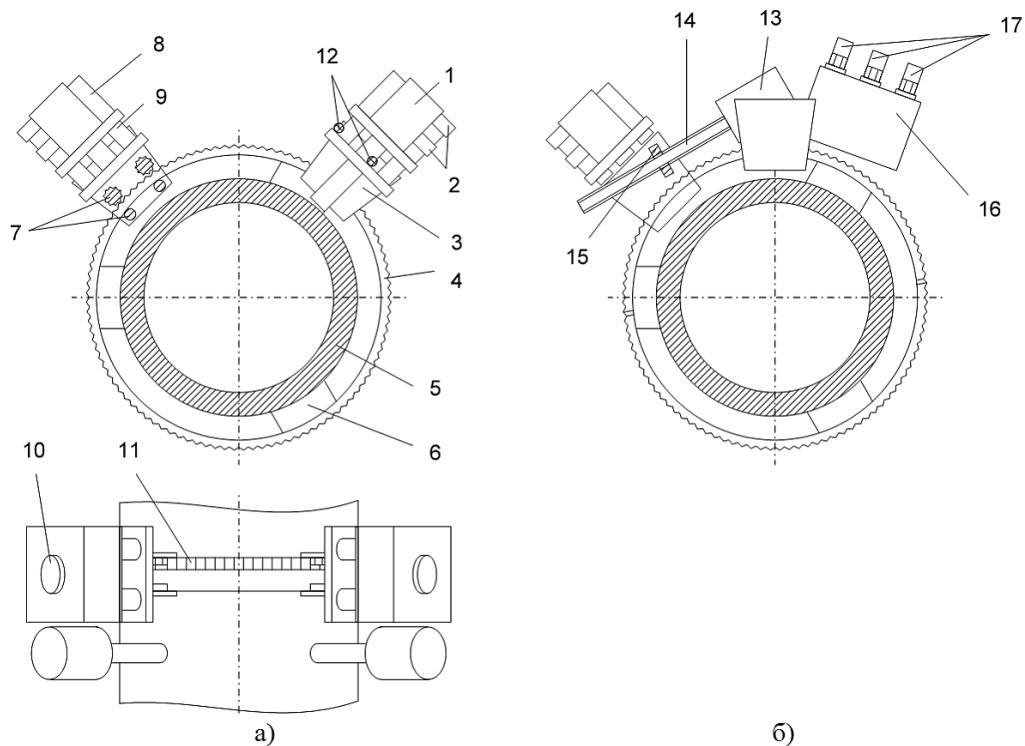


Рис. 2. Эскиз механической конструкции устройства: а) схема перемещения ультразвуковых преобразователей к (от) трубе; б) схема взаимного перемещения ультразвуковых преобразователей

ОПИСАНИЕ КОНСТРУКЦИИ УСТРОЙСТВА

Ультразвуковые магнитострикционные преобразователи 1 вместе с шаговым двигателем 8 устанавливаются на крепление 3, свободно перемещающееся вдоль на-

правляющей 4. Направляющие крепятся к свариваемой трубе 5 с помощью трех профилированных под диаметр трубы оснований 6. Шестеренки зубчатой передачи и гладкие колеса 7 перемещаются вдоль направляющей, обеспечивая плавное взаимное перемещение преобразователей. Шаговые двигатели, установленные рядом с каждым из преобразователей, служат для перемещения волноводов преобразователей к (от) свариваемой трубе. Перемещение осуществляется с помощью вала 10. Пара фотодатчиков 12 служат для определения положения сварочной горелки относительно ультразвуковых преобразователей.

Взаимное перемещение ультразвуковых преобразователей осуществляется шаговым двигателем 13 и валом 14, прикрепленным к гайке 15. Вращение вала через зубчатую передачу (не показано) передается к шестеренкам 7 и производит сдвигание или раздвижение преобразователей друг относительно друга. На рисунке 2 б показаны блок управления 16 и его соединительные провода 17.

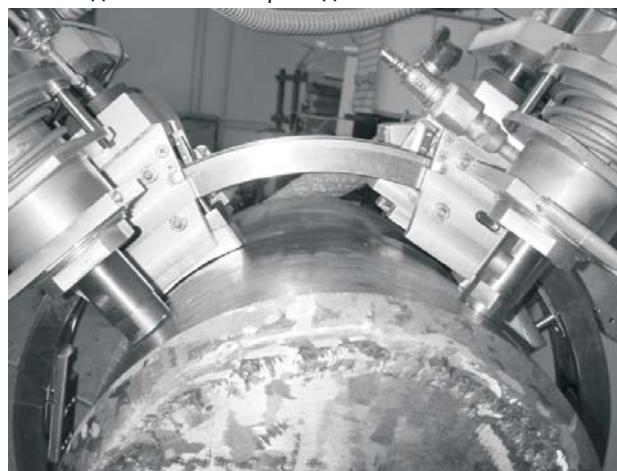


Рис. 3. Механизм устройства ультразвуковой обработки сварных соединений



Рис. 4. Приборная стойка устройства

Механизм устройства приведен на рис. 3, а приборная стойка с электронными блоками показана на рис. 4.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящее время опытный образец автоматизированной системы снятия остаточных напряжений применяется при сварке циркуляционных трубопроводов на Курской АЭС. В результате ультразвуковой обработки сварных соединений автоматизированной системой снятия остаточных напряжений существенно уменьшаются остаточные сварочные напряжения, повышаются механические прочностные свойства металла сварных соединений циркуляционных трубопроводов АЭС.

Литература

1. Трофимов А.И. Ультразвуковой метод снятия остаточных напряжений в процессе сварки. – М.: Энергоатомиздат, 2008.
2. Трофимов А.И., Трофимов М.А., Минин С.И., Кириллов Ю.А. Инновационные ультразвуковые технологии повышения ресурса оборудования АЭС при его изготовлении. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012, – № 2. – С. 48–54.
3. Трофимов А.И. Физические основы ультразвукового метода снятия остаточных напряжений в сварных соединениях металлов и сплавов. – М.: Энергоатомиздат, 2009, 239 с.
4. Prokopenko G.I., Lyatun T.A. Study of Surface Hardening Conditions by Means of Ultrasound // Physics and Chemistry of Material Processing. – 1977. – № 3. – P. 91.
5. Kudryavtsev Y., Kleiman J., Prokopenko G., Mikheev P., Knyshev V. Optimum Application of Ultrasonic Peening. SEM Annual Conference and Exposition: Experimental Mechanics in Emerging Technologies. Portland. Oregon. USA, June 4-6, 2001. – PP. 179-182.
6. Pleshakov V.S., Kibitkin V.V., Panin V.E. Mesomechanics and Fatigue Fracture for polycrystals with macroconcentrators.// Theoretical and Applied Fracture Mechanics. – 1998. – Vol. 30. – № 1. – PP. 13-18.
7. Николаев Г.А., Куркин С.А., Винокуров В.А. Сварные конструкции. Прочность сварных соединений и деформации конструкций. – М.: Высшая школа, 1982. – 272 с.
8. Тяпунина Н.А., Благовещенский В.В., Зиненкова Г.М., Ивашин Ю.А. Особенности пластической деформации под действием ультразвука // Известия вузов. Физика. – 2003. – № 6. – С. 118-128.
9. Сагалевич В.М. Методы устранения сварочных деформаций и напряжений. – М.: Машиностроение. – 1974. – 248 с.
10. Гуща О.И. Анализ неоднородных полей остаточных напряжений в сварных соединениях.// Автоматическая сварка. – 1994. – № 7-8. – С. 3-5, 62.
11. Тяпунина Н.А., Наими Е.К., Зиненкова Г.М. Действие ультразвука на кристаллы с дефектами. – М.: Издательство МГУ. – 1999. – 240 С.
12. Кудрявцев П.И. Остаточные сварочные напряжения и прочность соединений. – М.: Машиностроение. – 1964. – 96 с.
13. Кулемин А.В. Ультразвук и диффузия в металлах. – М.: Машиностроение. – 1978. – 200 с.
14. Абрамов О.В. Кристаллизация металлов в ультразвуковом поле. – М.: Металлургия. – 1972. – 256 с.
15. Абрамов О.В., Хорбенко И.Г., Швегла Ш.А. Ультразвуковая обработка материалов. – М.: Машиностроение. – 1984. – 280 с.
16. Трофимов А.И., Минин С.И., Трофимов М.А. Методы контроля и снятия напряжений в основном металле и сварных соединений конструкций АЭС. – М.: Энергоатомиздат. – 2005. – 272 с.
17. Fitchard E.E. Randomly simulated borehole tests accuracy of directional survey methods.// Oil and Gas Journal. – 1981 June. – Vol.79. – № 26. – PP. 140-150.
18. Wolf C.J.M., de Wardt J.P. Borehole Position uncertainty – analysis of measuring methods and derivation of systematic error model. // Journal of Petroleum Technology. – 1981. – Vol. 33. – № 12. – PP. 339-350.

Поступила в редакцию 29.12.2015 г.

Авторы

Минин Сергей Иванович, доцент, кандидат техн. наук

E-mail: akid@inbox.ru

Трофимов Адольф Иванович, зав. кафедрой «Автоматика, контроль и диагностика АЭС», профессор, доктор техн. наук

E-mail: atrofimov@obninsk.ru

Трофимов Максим Адольфович, профессор, доктор техн. наук

E-mail: trofimovma@mail.ru

UDC 62-524

AUTOMATED ULTRASONIC SYSTEM RESIDUAL STRESSES IN THE WELDED JOINTS OF THE CIRCULATION PIPE NPP

Minin S.I., Trofimov A.I., Trofimov M.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,

National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

Improving the reliability of welded structures is one of the important problems of NPP safety. The performance of welded structures is determined by the performance of the welded connection, the bearing capacity is significantly inferior to the load-bearing capacity of the base metal. This is due to thermal deformation processes, as well as phase and structural transformations in welding, including welds, residual stresses are formed. They are combined with stresses from external loads and are a major cause of destruction of welded constructions.

At the Department «Automation, control and diagnostics» of Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering National Research Nuclear University «MEPhI» proposed and developed an ultrasonic method of relieving residual stresses in welded joints of metals and alloys. The prototype automated device for removing residual stresses. Currently a prototype automated system for removing the residual stress is applied in welding of circulation pipes at Kursk NPP. As a result of ultrasonic treatment of welded joints automated system of removing residual stresses are significantly reduced residual welding stresses, increase the mechanical strength properties of welded connections of circulating pipelines of NPP.

To ensure effective removal of residual stresses must be continuous the effect of ultrasound on the sample, so it uses 2 (~ 3kW) of an ultrasound generator with water cooling. The control unit controls the stepper drives moving the transducers along the pipeline. The control unit controls the electric brakes to hold the transducers on the pipe between movements; determines the position of the welding electrode relative to the converters by means of optical sensors and reports this information to the microcontroller of the control unit 1 via the RS485 interface. In addition, there is a system of visual control of the position of the welding device relative to the ultrasonic transducers.

Key words: residual stress, welding, welded joints, the ultrasonic method of stress relief, ultrasound, automated ultrasound system.

REFERENCES

1. Trofimov A.I. Method of ultrasonic removal of residual stresses during the welding process. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2008 (in Russian).

2. Trofimov A.I., Trofimov M.A., Minin S.I., Kirillov Y.A. Innovative ultrasonic technology to increase the service life of NPP equipment in its manufacture. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2012, no. 2, pp. 48-54 (in Russian).
3. Trofimov A.I. Physical principles of ultrasonic methods for relieving residual stresses in welded joints of metals and alloys. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2009. 239 p. (in Russian).
4. Prokopenko, G.I., Lyatun T.A. Study of Surface Hardening Conditions by Means of Ultrasound. *Physics and Chemistry of Material Processing.* 1977, no. 3, p. 91.
5. Kudryavtsev Y., Kleiman J., Prokopenko G., Mikheev P. and Knysh V. Optimum Application of Ultrasonic Peening. SEM Annual Conference and Exposition: Experimental Mechanics in Emerging Technologies. Portland. Oregon. USA, June 4-6, 2001, pp. 179-182.
6. Pleshakov V.S, Kibitkin V., Panin V.E. Mesomechanics and Fatigue Fracture for polycrystals with macroconcentrators. *Theoretical and Applied Fracture Mechanics.* 1998, v. 30, no. 1, pp. 13-18.
7. Nikolaev G.A., Kurkin S.A., Vinokurov V.A. Welded construction. Strength of welded joints and deformation of structures. Moscow. Vysshaya Shkola Publ., 1982. 272 p. (in Russian).
8. Tyapunina N.A. Annunciation B.V., Zimenkova G.M., Ivashkin Y.A. Features of plastic deformation under the action of ultrasound. *Izvestiya vuzov. Fizika.* 2003, no. 6, pp. 118-128 (in Russian).
9. Sagalevich V.M. Methods of eliminating welding strains and stresses. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1974. 248 p. (in Russian).
10. Gushcha O.I. Analysis of inhomogeneous fields of residual stresses in welded joints. *Automatic welding.* 1994, no. 7-8, pp. 3-5, 62 (in Russian).
11. Tyapunina N.A. Naimi E.K., Zimenkova G.M. Effect of ultrasound on crystals with defects. Moscow. MGU Publ., 1999. 240 p. (in Russian).
12. Kudryavtsev P.I. Residual welding stresses and strength of connections. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1964. 96 p. (in Russian).
13. Kulemin A.V. Ultrasound and diffusion in metals. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1978. 200 p. (in Russian).
14. Abramov O.V. Crystallization of the metals in ultrasonic field. Moscow. Metallurgiya Publ., 1972. 256 p. (in Russian).
15. Abramov O.V., Gorbenko I.G., Svehla S.A. Ultrasonic treatment of materials. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1984. 280 p. (in Russian).
16. Trofimov A.I., Minin S.I., Trofimov M.A. Methods of control and relieve stresses in the base metal and welded joints of NPP designs. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2005. 272 p. (in Russian).
17. Fitchard E.E. Randomly simulated borehole tests accuracy of directional survey methods. *Oil and Gas Journal.* 1981 June, v. 79, no. 26, pp 140-150.
18. Wolf C.J.M., de Wardt J.P. Borehole Position uncertainty-analysis of measuring methods and derivation of systematic error model. *Journal of Petroleum Technology.* 1981, v. 33, no. 12, pp. 339-350.

Authors

Minin Sergey Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: akid@inbox.ru

Trofimov Adol'f Ivanovich, Professor, Head of Department, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: atrofimov@obninsk.ru

Trofimov Maxim Adol'fovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: trofimovma@mail.ru

СТАТИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ДАННЫХ ОБ ОТКАЗАХ ОБОРУДОВАНИЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В УСЛОВИЯХ НЕОДНОРОДНОГО ПОТОКА СОБЫТИЙ

А.В. Антонов, В.А. Чепурко

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок 1.*



Техническое оборудование в ходе эксплуатации проходит три стадии с определенными тенденциями поведения параметра потока отказов (ППО). При нормальной эксплуатации значение ППО приблизительно постоянно, и показатели надежности рассчитываются классическими способами. На этапе приработки ППО убывает со временем, а на этапе старения возрастает. Поэтому наработки между двумя последовательно происшедшими отказами на этапах приработки и старения не являются одинаково распределенными случайными величинами, а поток отказов нельзя считать рекуррентным. При проведении расчетов характеристик надежности необходимо принимать во внимание неоднородность потока отказов во времени. В работе описывается метод оценивания показателей надежности оборудования АЭС, позволяющий учитывать возможную неоднородность потока отказов. Отмечена специфика поступающих статистических данных об отказах. Описано применение модели нормализующей функции потока для расчета требуемых показателей надежности. Приведен практический пример анализа данных об отказах элемента КНК-56 СУЗ Билибинской АЭС.

Ключевые слова: поток отказов, неоднородный во времени процесс, нормализующая функция потока, ведущая функция потока, параметр потока отказов.

ВВЕДЕНИЕ

В процессе функционирования техническое оборудование проходит три стадии, для каждой из которых характерна определенная тенденция поведения параметра потока отказов (ППО). Например, в период нормальной эксплуатации значение ППО является приблизительно постоянной величиной. В этом случае предполагается однородность во времени процесса функционирования оборудования, и показатели надежности рассчитываются классическими способами. На этапе приработки ППО убывает со временем, на этапе старения возрастает (могут иметь место и более сложные зависимости). Следовательно, на этапах приработка и старения наработки между двумя последовательно происшедшими отказами не являются одинаково распределенными случайными величинами, а поток отказов нельзя считать рекуррентным [1 – 4]. Ввиду этого применять классические способы рас-

чата характеристик надежности на данных этапах некорректно. При проведении расчетов характеристик надежности необходимо принимать во внимание неоднородность (во времени) потока отказов. Таким образом, задача состоит в разработке методики оценивания показателей надежности в ситуации, когда процесс восстановления является неоднородным во времени, т.е. его вероятностные показатели меняются с течением времени. Такая методика позволит получать более адекватные оценки показателей надежности.

Проблемы неоднородности потока отказов касаются многие авторы. В работе [2] изложено современное состояние математической теории надежности. К наиболее важным, затронутым в пособии, вопросам следует отнести исследование различных моделей учета старения, процессов деградации, моделей ускоренных испытаний и т.д. В монографии [4] выполнен обзор и проведены исследования современного состояния теории процессов восстановления. В [5] описаны некоторые модели неоднородных процессов, модели учета старения в работе оборудования. Монография [6] посвящена исследованию различных моделей неоднородных процессов восстановления, таких как неоднородные пуассоновские процессы, гамма-процессы, впервые появившиеся в работе [7], процессы восстановления с трендом, геометрические процессы, процессы Кижима и процессы, описываемые моделью нормализующей функции потока (НФП). В работах [8 – 12] представлены новые результаты для геометрических процессов, которые являются одной из разновидностей неоднородных процессов. Модели неоднородных точечных процессов Кижима-Сумиты позволяют, в частности, смоделировать процесс неполного восстановления [13, 14]. Модель процессов восстановления с трендом (TRP) достаточно нова и наиболее близка к модели НФП. Она впервые появилась в [15]. Работы [16 – 19] посвящены разработке и исследованию методов оценки показателей надежности в условиях неоднородных процессов восстановления, подчиняющихся модели НФП.

Анализ перечисленных источников показал, что наиболее развитыми и обладающими необходимой полнотой возможностями обладают неоднородные пуассоновские процессы и модель НФП. Более того, оказалось, что неоднородные пуассоновские процессы при некоторых условиях являются частным случаем модели НФП. Поэтому именно последняя модель неоднородных процессов восстановления легла в основу методики оценивания показателей надежности в условиях имеющейся неоднородности (см. [20]).

Цель работы состоит в описании методики оценки показателей надежности оборудования АЭС, позволяющей учесть возможную неоднородность потока отказов и демонстрации результатов применения методики на реальных данных, полученных из опыта эксплуатации.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Основными источниками информации о функционировании объектов энергоблоков АЭС являются «журнал дефектов», паспорта и технические описания на оборудование, справки о техническом состоянии объектов и ряд других документов.

Существующая на АЭС процедура сбора статистической информации об отказах позволяет выявить дату обнаружения отказа объекта из совокупности однотипных элементов и причину, по которой произошел отказ. При этом чаще всего отсутствует возможность идентификации отказавшего объекта. Предположим, что статистическая информация, поступающая для анализа, представлена в следующем виде: известно количество отказов элементов v_i из совокупности однотипных объектов заданного объема t , реализовавшихся на i -м интервале наблюдения. После очередного отказа производится ремонт данной единицы оборудования. Время восстановления объекта

предполагается пренебрежимо малым по сравнению с наработками до отказа, отка- завшие объекты восстанавливаются и возвращаются в систему для последующей экс- плуатации. Таким образом, мы имеем группированный поток отказов. Также будем предполагать, что частоты отказов v_i неодинаково распределены и есть определенная закономерность в изменении их закона распределения по мере изменения интервала наблюдения (индекса) i .

МОДЕЛЬ НОРМАЛИЗУЮЩЕЙ ФУНКЦИИ ПОТОКА

Рассмотрим математическую модель [2, 6 – 8], учитывающую неоднородность потоков событий и позволяющую определять показатели надежности элементов, при условии, что вероятностные характеристики процесса изменяются во времени. В этой модели реальный неоднородный поток отказов является отображением однородного потока событий с помощью монотонного преобразования $\Psi(x)$, называемого нормализующей функцией потока (НФП).

Нормализующая функция потока устанавливает связь между гипотетическим однородным потоком отказов и реальным потоком. Используя обратное преобразование реального потока, получаем примерно однородный поток событий. В реальном потоке могут присутствовать места сгущений (разрежений), когда на некотором временном интервале число событий будет существенно больше (соответственно меньше) числа событий на соседних близких по длительности интервалах.

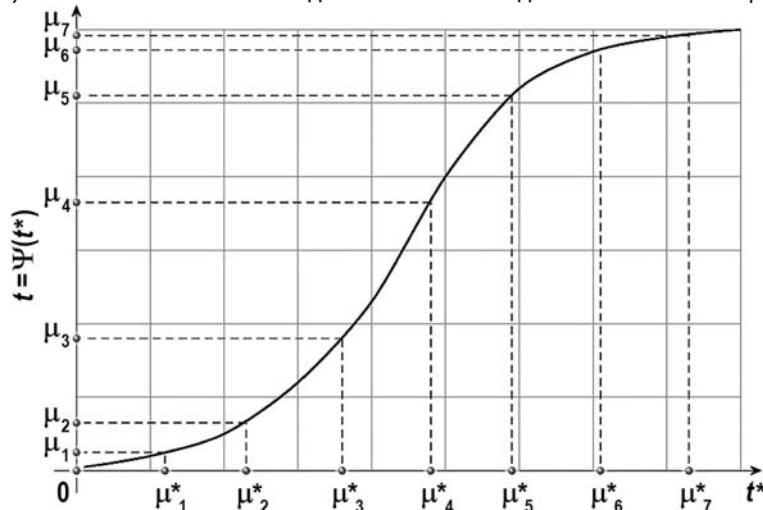


Рис. 1. Преобразование однородного потока в неоднородный. Модель нормализующей функции потока

На рисунке 1 изображено преобразование однородного потока событий в произвольный поток с помощью функции $\Psi(t^*)$. События однородного и неоднородного потоков событий отображены на оси абсцисс и оси ординат соответственно.

При таком поведении потока отказов будет происходить изменение с течением времени от цикла к циклу закона распределения наработки до отказа. Под циклом понимается работа исследуемого элемента системы от начала его функционирования (или установки после ремонта) до отказа. После каждого ремонта и установки в систему начинается новый цикл работы элемента.

Перейдем к формальному описанию сути модели нормализующей функции потока.

Рассмотрим поток событий, в котором под событием понимается либо отказ некоторого элемента (индекс 0), либо его восстановление (индекс 1) (рис. 2). Время

работы до отказа ξ^0_i и время восстановления ξ^1_i – случайные величины. Пусть ξ^0_i и ξ^1_i независимы. Будем считать, что $\xi^1_i = 0$, т.е. восстановление происходит мгновенно, кроме этого опустим верхний индекс у времен отказов, т.е. $\xi^0_i = \xi_i$.

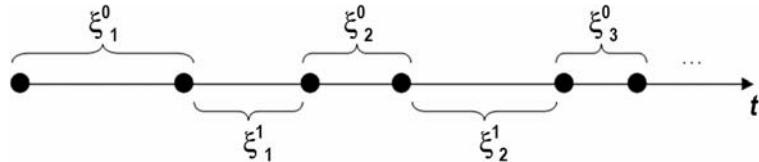


Рис. 2. Общий поток отказов-восстановлений

Основной идеей модели нормализующей функции потока (НФП) является построение непрерывно-дифференцируемого строго монотонно возрастающего отображения Ψ абстрактного рекуррентного потока событий в реальный поток событий [3, 8, 9]. Абстрактный поток будет иметь размерность функции $\Psi^{-1}(t)$, где t – время. Предположим вначале, что восстановление системы происходит мгновенно.

Пусть μ_k – момент наступления k -го события абстрактного однородного потока, т.е. $\mu^*_k = \sum \xi_i$ ($i = 1, \dots, k$), где ξ_i – интервал между двумя последовательными событиями однородного потока. В случае однородного (рекуррентного) потока отказов все ξ_i – независимые одинаково распределенные случайные величины (н.о.р.с.в.). Моменты реального потока событий будут определяться формулой

$$\mu_n = \Psi\left(\sum_{i=1}^n \xi_i\right) = \Psi(\mu^*_n); \quad n = 1, 2, \dots; \quad \mu_0 = 0,$$

где $\Psi(\cdot)$ – некоторая непрерывно-дифференцируемая строго монотонно возрастающая на $[0; \infty)$ функция, причем $\Psi(0) = 0$. Тогда i -я наработка между отказами

$$\zeta_i = \mu_i - \mu_{i-1} = \Psi(\mu^*_{i-1}) - \Psi(\mu^*_{i-1}).$$

Понятно, что в этом случае ζ_1, ζ_2, \dots будут зависимы, если только $\Psi(x) \neq \text{const } x$. Величину ζ_i назовем продолжительностью цикла работы системы. Под циклом работоспособности будем понимать временной промежуток между двумя последовательными отказами системы. По сути это будет наработка между отказами. Одной из основных проблем является качественная оценка функции $\Psi(\cdot)$. Как оказалось, эту проблему можно решить стандартным способом.

МЕТОД ОЦЕНКИ НОРМАЛИЗУЮЩЕЙ ФУНКЦИИ ПОТОКА

Как было показано в [2, 6 – 8], нормализующая функция потока (НФП) $\Psi(t)$ взаимно однозначно определяется ведущей функцией потока (ВФП) $\Omega(t)$. Характер взаимосвязи функций следующий: $\Omega(t) \sim (m/E\xi) \cdot \Psi^{-1}(t)$, где m – количество однотипных объектов, находящихся под наблюдением; $E\xi$ – математическое ожидание наработки абстрактного однородного потока отказов.

Задача состоит в корректном подборе модели $\Psi^{-1}(t)$ на основании ВФП и оценки параметров модели методом наименьших квадратов (МНК).

Рассмотрим пример оценивания обратной НФП. Для примера рассмотрим статистику, полученную из опыта эксплуатации элемента КНК-56, работающего в составе штатного оборудования энергоблока ЭГП-6 Билибинской АЭС. Статистическая информация об отказах дана в табл. 1.

Построим непараметрическую оценку нормализованной ВФП обычным методом, основанным на определении отношения накопленной частоты отказов $v(t)$ к данному моменту времени t к общему числу отказов $\sum v_i$ ($i = 1, \dots, T$) за все время наблюдений:

$$\Omega_{\text{оц}}(t) = v(t) / \sum_{i=1}^T v_i.$$

Визуальный анализ непараметрической оценки ведущей функции потока (точки на рис. 3) позволил предложить вид зависимости для обратной НФП

$$\Psi_{\text{оц}}^{-1}(x) = \begin{cases} a(1 - \exp\{-l \cdot x^b\}), & x \leq T; \\ Cx, & x > T. \end{cases}$$

Параметры модели определялись методом наименьших квадратов, и их значения получились равными $l = 0.011$, $a = 3.199$, $b = 2.560$, $T = 37$, $C = 0.127$. На рисунке 3а представлен график поведения обратной НФП (тренд, сплошная линия) и нормализованная (выпрямленная) ВФП (оценка ВФП, рассчитанные значения отмечены точками, рис. 3б).

Таблица 1

Статистическая информация об отказах элементов КНК-56, распределенная по годам эксплуатации

Год	№ года	Частота	Год	№ года	Частота	Год	№ года	Частота
1974	0	1	1988	14	1	2002	28	2
1975	1	0	1989	15	2	2003	29	0
1976	2	1	1990	16	0	2004	30	0
1977	3	1	1991	17	3	2005	31	0
1978	4	8	1992	18	3	2006	32	0
1979	5	7	1993	19	1	2007	33	0
1980	6	0	1994	20	1	2008	34	0
1981	7	5	1995	21	2	2009	35	0
1982	8	2	1996	22	2	2010	36	0
1983	9	3	1997	23	0	2011	37	2
1984	10	4	1998	24	1	2012	38	2
1985	11	4	1999	25	1	2013	39	0
1986	12	9	2000	26	0	2014	40	1
1987	13	11	2001	27	0			

ВЫПРЯМЛЕНИЕ ПОТОКА ОТКАЗОВ

Суть данного этапа сводится к преобразованию неоднородного потока отказов в абстрактный однородный поток с использованием соотношения $\mu_i^* = \Psi^{-1}(\mu_i)$, $i = 1, 2, \dots, T$; при этом μ_i^* имеет размерность «абстрактного времени», а μ_i – размерность реального времени на оси наработок. Таким образом, к моменту времени μ_i на оси абстрактного потока произойдет количество отказов, соответствующее моменту на оси реального μ_i , $i = 1, 2, \dots, T$.

После преобразования временной координаты построим нормализованную ВФП для абстрактного времени. На рисунке 3б представлен график поведения нормализованной ведущей функции потока $\Omega_{\text{оц}}(t)$ после преобразования оси времени.

В этом случае получен однородный выпрямленный поток отказов. На рисунке также приведена аппроксимирующая функция, представленная в виде линейного тренда, показано значение коэффициента детерминации R^2 , являющегося квадратом

обычного коэффициента корреляции. Чем ближе этот коэффициент к единице, тем больше доля дисперсии зависимой переменной, объясняемая рассматриваемой моделью.

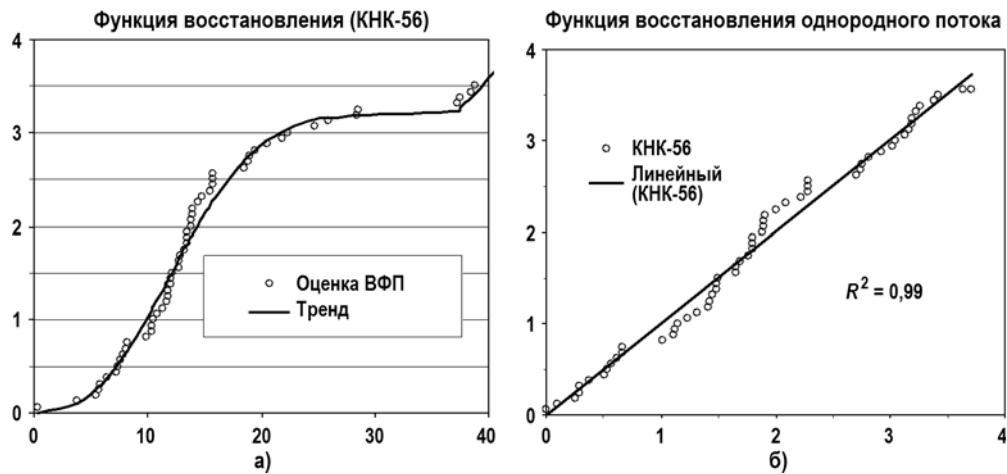


Рис. 3. а) Тренд НФП $\Psi^{-1}(t)$ и оценка ВФП; б) нормализованная ВФП однородного потока

Результаты, представленные на рис. 3б, показывают, что выпрямленный поток отказов имеет высокий уровень согласия с линейной моделью.

ОЦЕНИВАНИЕ ПАРАМЕТРА ВЫПРЯМЛЕННОГО ПОТОКА ОТКАЗОВ

Оценка параметра выпрямленного потока событий по группированным данным может быть получена следующими методами (см. [2, 6]).

Гистограммный метод. Оценка определяется по формуле

$$\omega_{\text{г.оц.}}(t) = \frac{v(t \in \Delta)}{m \cdot \Delta},$$

где $v(t \in \Delta)$ – число отказов, зафиксированное в интервал наблюдения i на оси абстрактного времени; m – количество однотипных объектов; $\Delta = t_i - t_{i-1}$ – длина интервала, на котором реализовалось количество отказов v_t .

Ядерный метод. Ядерная оценка определяется по формуле

$$\omega_{\text{я.оц.}}(t, h) = \sum_{i=1}^s \frac{v_i}{m \cdot (r_i - l_i)} \cdot \left[G\left(\frac{t - l_i}{h}\right) - G\left(\frac{t - r_i}{h}\right) \right] + \varepsilon(t),$$

где t – время на оси абстрактных наработок; h ($h > 0$) – параметр сглаживания; v_i – частота отказов; l_i и r_i – левая и правая границы интервала наблюдений; $\varepsilon(x)$ – систематическая ошибка, определяемая по формуле [2]

$$\varepsilon(t, n, m) \approx \frac{1}{2a} \operatorname{erfc}\left(\frac{aN - t}{\sqrt{2N}\sigma}\right) + \frac{\sigma}{\sqrt{2\pi}a} \frac{\sqrt{N}}{aN + t} \exp\left\{-\frac{(aN - t)^2}{2n\sigma^2}\right\};$$

$G(x)$ – ядро гауссовского типа:

$$G(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^x e^{-u^2/2} du.$$

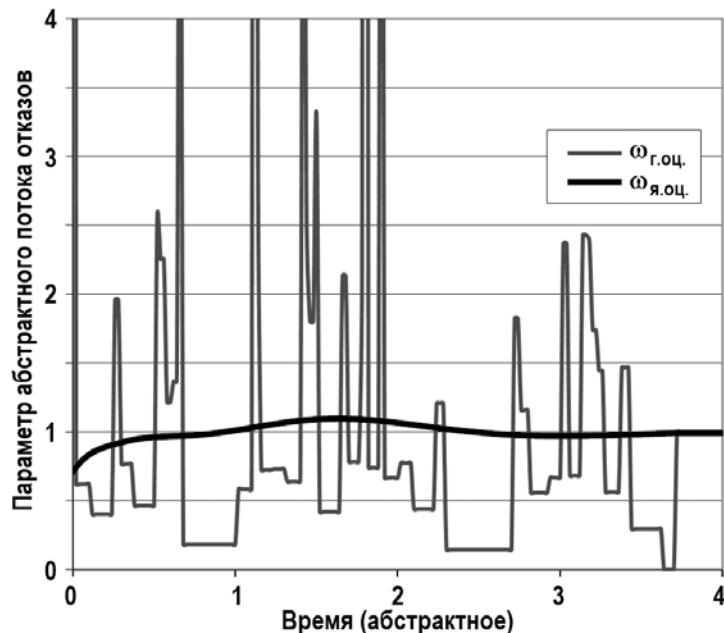


Рис. 4. Гистограммная $\omega_{г.оц.}(t)$ и ядерная (сглаженная) $\omega_{я.оц.}(t, h)$ оценки выпрямленного потока отказов

На рисунке 4 представлены оценки, рассчитанные гистограммным $\omega_{г.оц.}(t)$ и ядерным $\omega_{я.оц.}(t, h)$ методами, определенные для рассматриваемого статистического материала.

Прямая подстановка гистограммной оценки параметра потока отказов (ППО) в уравнение восстановления может привести к получению на некоторых временных интервалах отрицательной плотности распределения, что противоречит свойствам плотности распределения. Поэтому для выполнения дальнейших расчетов рекомендуется использовать ядерную оценку ППО, позволяющую получить решение уравнения восстановления, обладающее необходимыми свойствами плотности распределения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлен подход анализа статистических данных об отказах для оценивания показателей надежности оборудования АЭС, позволяющий учесть возможную неоднородность потока событий. Приведены примеры анализа данных на каждом этапе исследования на основании статистической информации об отказах элемента КНК-56 системы управления и защиты (СУЗ) энергоблока ЭГП-6 Билибинской АЭС, полученной из опыта эксплуатации. По представленному алгоритму выполнены расчеты для большой группы элементов СУЗ реактора ЭГП-6 на основании информации за длительный период их функционирования (с 1974 по 2014 гг.). Планируется дальнейшее изложение методики расчета показателей надежности в условиях неоднородного потока отказов, включающее в себя оценку распределения времени длительности цикла, оценку прямого и обратного остаточного времени («перескока» и «недоскока»), оценку ресурсных характеристик и т.п.

Литература

1. Байхельт Ф., Франкен П. Надежность и техническое обслуживание. Математический подход. / Пер. с нем. - М.: Радио и Связь. – 1988. – 392 с.
2. Антонов А.В., Никулин М.С., Никулин А.М., Чепурко В.А. Теория надежности. Статистические модели. / Учебное пособие. – М.: НИЦ ИНФРА-М. – 2015. – 576 с.

3. ГОСТ 27.002-89. Надежность в технике Основные понятия. Термины и определения.
4. Daley D.J., Vere-Jones D. An introduction to the theory of point processes: Volume 1: Elementary theory and methods. – Verlag New York - Berlin – Heidelberg: Springer, 2003. – 469 p.
5. Finkelstein M. Failure rate modelling for reliability and risk.–Verlag. London Limited: Springer, 2008. – 290 p.
6. Чепурко В.А., Чепурко С.В. Модели неоднородных потоков в теории восстановления. / Монография. – Обнинск: ИАТЭ, 2012. – 164 с.
7. Berman M. Inhomogeneous and modulated gamma processes.// Biometrika. – 1981. – Vol. 68. – No. 1. – PP. 143-152.
8. Саенко Н.Б. Учет неполноты восстановления элементов при расчете надежности систем. // Известия вузов. Приборостроение. – 1994. – Т. 37. – № 11-12. – С. 76-79.
9. Antonov A., Chepurko V. On some characteristics of geometric processes // Journal of Reliability and Statistical Studies; ISSN (Print): 0974-8024, (Online): 2229-5666. – 2012. – Vol. 5, Issue Special. – PP. 1-14.
10. Lam Y. Geometric processes and replacement problem // Acta Mathematicae Applicatae Sinica. English Series. – 1988. - Vol. 4. – No. 4. – PP. 366-377.
11. Антонов А.В., Поляков А.А., Чепурко В.А. Оценка параметров модели геометрического процесса методом максимального правдоподобия // Надежность. – 2012. – № 3(42). – С.33-41.
12. Чепурко В.А., Чепурко С.В. Об одном методе обнаружения неоднородности потока отказов оборудования АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 2. – С. 65-73.
13. Kijima M.. Sumita N. A useful generalization of renewal theory: Counting process governed by non-negative markovian increments // Journal of Applied Probability. – 1986. – Vol. 23. – PP. 71-88.
14. Чумаков И.А., Антонов А.В., Чепурко В.А. Некоторые свойства моделей неполного восстановления Кижима // Надежность. – 2015. – № 3(54). – С. 3-15.
15. Lindqvist B.H. The trend renewal process, a useful model for repairable systems / Tillforlighet i reparerbara system. Society of Reliability Engineers, Scandinavian Chapter, Annual Conference, Malmo, Sweden. – 1993.
16. Antonov A., Belova K., Chepurko V. On one method of reliability coefficients calculation for objects in non-homogeneous event flows // Mathematical and Statistical Models and Methods in Reliability. Applications to Medicine, Finance, and Quality Control / Ed. By V.V. Rykov, N. Balakrishnan, M.S. Nikulin. –Statistics for Industry and Technology. Springer, 2010. – PP. 51-67.
17. Antonov A.V., Chepurko V.A. The account of ageing effect in operation of the equipment at the stage of nuclear power plant reliability and safety analysis. / Second International Conference on Accelerated Life Testing in Reliability and Quality Control «ALT 2008» (University V. Segalen. Bordeaux 2, France). – PP. 35-39.
18. Антонов А.В., Иванова К.А., Чепурко В.А. Статистический анализ данных об отказах оборудования АЭС с учетом неоднородности потока отказов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 2. – С. 75-87.
19. Антонов А.В., Чепурко В.А. Оценка показателей надежности систем стареющего типа на примере систем ядерно-энергетической отрасли // Надежность. – 2010. – № 1(33). – С.18-29.
20. Вероятностный анализ показателей надежности остаточного ресурса оборудования подсистем СУЗ Билибинской АЭС на основе информации об отказах за период 1974-2014г. / Моисеев И.Ф., Антонов А.В., Никулин М.С., Никулин А.М., Чепурко В.А. Технический отчет. – М.: ВНИИАЭС. – 2015. – 164 с.

Поступила в редакцию 25.03.2016 г.

Авторы

Антонов Александр Владимирович, декан факультета кибернетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, профессор, доктор техн. наук
E-mail: antonov@iate.obninsk.ru

Чепурко Валерий Анатольевич, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: chepurko@iate.obninsk.ru

UDC 519.7:519.23/.24/.25

STATISTICAL ANALYSIS OF THE NUCLEAR POWER PLANT EQUIPMENT FAILURE DATA IN NON-HOMOGENEOUS FAILURE FLOW

Antonov A.V., Chepurko V.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

In the paper systems with the operable state and the down state are considered. Functioning process of technical equipment can be divided into three operating periods. There are a burn-in period, a normal life or useful life period and an ageing period. Reliability coefficients of equipment and methods for their calculating depend on the operating period. The failure flow parameter is relatively constant on the useful life period. But we should take into consideration the burn-in period with a decreasing failure flow parameter and the ageing period that exhibits an increasing failure flow parameter. In general more complex time dependences can take place. Also we can assume that the repair flow consists of the «non-homogeneous» (concerning a distribution) repair time. For instance a mean time to repair can gradually rise since an equipment ages and a fault location time and a repair complication rise. The aim of this paper is to develop the new mathematical model that can take into account possible «distortions» of an event flows and allow to calculate reliability coefficients of the systems, which probabilistic characteristics can vary in time. The new mathematical model can take into account possible «distortions» of an event flows by means of a normalizing flow function Ψ . The normalizing flow function model is presented.

Examples of data analysis at each stage of the study on the basis of statistical information about failures element KNK-56 control and protection system (CPS) unit EGP-6 Bilibino derived from operating experience were performed. On presented algorithm were calculated reliability coefficients for a large group of elements of the reactor control rods EGP-6 on the basis of information over a long period of operation (from 1974 to 2014).

Key words: failure flow, intensity function, non-homogeneous event flow, normalizing flow function model (NFF), abstract homogeneous flow, counting process, aging system, juvenescent system, renewal equation.

REFERENCES

1. Bayhelt F., Franken P. The Reliability and Maintenance. Mathematical approach: first with it. Moscow. Radio i svyaz' Publ., 1988. 392 pp. (in Russian).
2. Antonov A.V., Nikulin M.S., Nikulin A.M., Chepurko V.A. Theory of reliability. Statistical Models. Moscow. NICINFRA-M Publ., 2015. 576 p. (in Russian).
3. GOST 27.002-89 Industrial product dependability. General concepts Terms and Definitions. (in Russian).
4. Daley D.J., Vere-Jones D. An introduction to the theory of point processes: Vol. 1: Elementary theory and methods. Verlag New York - Berlin - Heidelberg: Springer, 2003. 469 p.
5. Finkelstein M. Failure rate modelling for reliability and risk. Verlag London Limited: Springer, 2008. 290 p.
6. Chepurko V.A. Chepurko S.V. Models of nonhomogeneous flows in the renewal theory. Obninsk. INPE Publ., 2012, 164 p. (in Russian)
7. Berman M. Inhomogeneous and modulated gamma processes. *Biometrika*. 1981, v. 68, no. 1, pp. 143-152.

8. Saenko N.B. Accounting for incomplete recovery of elements in the calculation of the reliability of systems. *Izvestiya vuzov. Priborostroenie.* 1994, v. 37, no. 11-12, pp. 76-79 (in Russian).
9. Antonov A., Chepurko V. On some characteristics of geometric processes //Journal of Reliability and Statistical Studies; ISSN (Print): 0974-8024, (Online):2229-5666, 2012, v. 5, iss. spec., pp. 1-14.
10. Lam Y. Geometric processes and replacement problem. *Acta Mathematicae Applicatae Sinica. English Series.* 1988, v. 4, no. 4, pp. 366-377.
11. Antonov A., Polyakov A., Chepurko V. Estimation of the model parameters of the geometric process by the method of maximum likelihood. *Nadyozhnost'.* 2012, no. 3 (42), pp. 33-41 (in Russian).
12. Chepurko V. Chepurko S. A method for the detection failure rate heterogeneity equipment NPP. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2012, no. 2, pp. 65-73 (in Russian).
13. Kijima M., Sumita N. A useful generalization of renewal theory: Counting process governed by non-negative markovian increments. *Journal of Applied Probability.* 1986, v. 23, pp. 71-88.
14. Chumakov I., Antonov A., Chepurko V. Some properties of incomplete recovery Kizhima models. *Nadyozhnost'.* 2015, no. 3 (54), pp. 3-15 (in Russian).
15. Lindqvist B.H. The trend renewal process, a useful model for repairable systems. / Tillforlighet i reparerbara system. Society of Reliability Engineers, Scandinavian Chapter, Annual Conference, Malmo, Sweden. 1993.
16. Antonov A., Belova K., Chepurko V. On one method of reliability coefficients calculation for objects in non-homogeneous event flows / Mathematical and Statistical Models and Methods in Reliability. Applications to Medicine, Finance, and Quality Control / Ed. By V.V. Rykov, N. Balakrishnan, M.S. Nikulin. –Statistics for Industry and Technology. Springer, 2010, pp. 51-67.
17. Antonov A.V., Chepurko V.A. The account of ageing effect in operation of the equipment at the stage of nuclear power plant reliability and safety analysis. / Second International Conference on Accelerated life testing in reliability and Quality control «ALT 2008» (University V. Segalen. Bordeaux 2, France). pp. 35-39.
18. Antonov A., Ivanova K., Chepurko V. Statistical analysis of the failures of nuclear power equipments, taking into account the failure rate heterogeneity. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2011, no. 2, pp. 75-87 (in Russian).
19. Antonov A.V., Chepurko V.A. Estimation of the reliability of the aging systems like the example of the nuclear power industry systems. *Nadezhnost'.* 2010, no. 1 (33), pp. 18-29 (in Russian).
20. Probabilistic analysis of the residual resource of reliability indicators subsystems equipment CPS Bilibino on the basis of information about failures in the period 1974-2014. / Moiseev I.F., Antonov A.V., Nikulin M.S., Nikulin A.M., Chepurko V.A. Technical Report. Moscow. VNIIAES Publ., 2015, 164 p. (in Russian).

Authors

Antonov Aleksandr Vladimirovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: antonov@iate.obninsk.ru

Chepurko Valerij Anatol'evich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: chepurko@iate.obninsk.ru

ДИСПЕРСИОННОЕ УРАВНЕНИЕ РЕАКТИМЕТРА

А.Г. Юферов

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1*



Целью работы является вывод и анализ метрологической модели реактиметра в форме дисперсионного уравнения, связывающего дисперсии входного и выходного сигналов реактиметра при наложении случайных шумов на входе. Предлагается стандартизовать форму уравнения реактиметра, представив основной вычислительный блок реактиметра уравнением свертки. Тем самым метрологические характеристики реактиметра полностью определяются аппаратной функцией этого блока, имеющей смысл переходной характеристики, описывающей процессы на запаздывающих нейтронах после ступенчатого скачка мощности. Показано, что амплитудно-частотная характеристика линейного блока реактиметра позволяет рассматривать аддитивный шум на входе как белый. Для таких условий в работе получены выражения дисперсии реактивности при экспоненциальном и дискретном представлении переходной характеристики запаздывающих нейтронов. Вычислены коэффициенты усиления дисперсии для ряда известных систем констант запаздывающих нейтронов. Реализация дисперсионного уравнения в составе реактиметра дает возможность отображать неопределенность оценки реактивности в реальном времени. Указан ряд задач и направлений дальнейших исследований и разработок.

Ключевые слова: реактиметр, метрология, дисперсионное уравнение, контроль и управление ЯЭУ.

ВВЕДЕНИЕ

Метрологическое сопровождение измерений реактивности является важным аспектом обеспечения ядерной безопасности при эксплуатации ЯЭУ. Существует ряд отечественных и международных стандартов, формулирующих требования к измерительным каналам и датчикам нейтронного потока [1 – 5]. Разработаны стандартизованные методики расчета метрологических характеристик измерительных каналов и соответствующие отраслевые руководящие документы [6 – 11].

Анализ погрешностей оценки реактивности проводился с различных точек зрения в ряде работ. (Библиографическая база данных, охватывающая отечественные и зарубежные публикации по данной тематике за период с 1954 г. по настоящее время, описана в работе [12] и размещена в интернете). Для согласования с требованиями современной метрологии целесообразно проводить такой анализ на основе стандартных метрологических моделей, используемых для нормирования метрологических характеристик [13].

Одной из основных метрологических моделей является линейное уравнение свертки для описания звеньев измерительного канала. На основании этого уравнения

© А.Г. Юферов, 2016

строится теория динамических измерений [14, 15], типичным примером которых является измерение реактивности. Уравнение реактиметра в форме интеграла свертки предложено в работе [16]. Такой интеграл всегда неявно присутствует при записи и дискретизации обращенного уравнения кинетики, но его непосредственное рассмотрение позволяет привлечь для оценки погрешности реактивности известные соотношения, связывающие дисперсии входного и выходного сигналов измерительного преобразователя. Аппаратно-программная реализация дисперсионного уравнения в составе реактиметра дает возможность отображать неопределенность оценки реактивности в реальном времени. В данной работе дисперсионное уравнение выводится для аналоговой и дискретной моделей реактиметра при наличии аддитивных шумов входного сигнала.

СТАНДАРТИЗАЦИЯ МЕТРОЛОГИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РЕАКТИМЕТРА

Традиционная форма уравнения реактиметра имеет достаточно сложную структуру и включает в себя большое число параметров, что затрудняет ее метрологический анализ. Например, в работе [17] использовалась следующая запись уравнения реактиметра (здесь и далее все обозначения стандартные):

$$\rho(t_j) = 1 + \frac{1}{v(t_j)} \left(\frac{l}{k\beta} \frac{v(t_j) - v(t_{j-1})}{\Delta t} - \sum_{i=1}^6 C_{ij}^* - S^* \right),$$

$$C_{ij}^* = C_{i,j-1}^* \exp(-\lambda_i \Delta t) + \frac{\beta_i \lambda_i}{\beta} \int_{t_{j-1}}^{t_j} v(\tau) \exp(-\lambda_i(t_j - \tau)) d\tau, \quad C_{i0}^* = v(t_0) \beta_i / \beta.$$

При этом «для упрощения вычислений» коэффициент размножения $k = 1/(1-\rho)$ был принят равным единице, что, очевидно, противоречит смыслу измерения реактивности ρ , приводит к искажению ее оценки и соответствующих метрологических показателей.

С целью упрощения структуры уравнения реактиметра в работе [16] предложено использовать интегральное уравнение кинетики ядерного реактора, записанное для скорости изменения мощности:

$$n(t)r(t) = v(t) + \int_0^t h(t-\tau)v(\tau)d\tau - Q(t), \quad (1)$$

где $n(t)$ – текущая мощность; $v(t)$ – скорость изменения мощности; $Q(t)$ – интенсивность независимого источника. Реактивность в Λ -шкале $r = \rho/\Lambda$ интерпретируется очевидным образом как вероятность репродуцирования мгновенных нейтронов, равная разности вероятности генерации и вероятности выживания нейтронов: $r = 1/\Lambda - 1/l$, где Λ – время генерации, l – время жизни мгновенных нейтронов. Это определение полностью соответствует традиционному пониманию реактивности как меры отклонения ядерного реактора от критического состояния, отличаясь только нормировкой:

$$\rho = (k - 1)/k = 1 - \Lambda/l = \Lambda r.$$

Такая нормировка приводит размерность реактивности к обратным единицам времени, позволяя трактовать реактивность в Λ -шкале как относительную скорость процессов на мгновенных нейтронах $r(t) \equiv v_{\text{мн}}(t)/n(t)$ и обеспечивая ее непосредственную сопоставимость с обратным периодом $\alpha(t) = v(t)/n(t)$, имеющим смысл относительной скорости изменения мощности реактора за счет всех процессов.

Уравнение (1) унифицирует прямую и обратную задачи кинетики ядерного реактора, сводя и оценку мощности (прямая задача), и оценку реактивности (обратная

задача) к вычислению интеграла запаздывающих нейтронов (ИЗН)

$$I_{\text{зн}}(t) = \int_0^t h(t-\tau)v(\tau)d\tau,$$

выражающего текущую скорость прибыли (убыли) запаздывающих нейтронов. Теоретическая форма ядра ИЗН выражается через константы запаздывающих нейтронов:

$$h(t) = \sum \delta_i \exp(-\lambda_i t), \quad \delta_i = \beta_i / \Lambda. \quad (2)$$

Эта функция есть переходная характеристика, описывающая процесс генерации запаздывающих нейтронов после ступенчатого скачка мощности, и может рассматриваться как аппаратная функция линейного звена реактиметра – блока ИЗН. В общем случае экспоненциальная форма (2) не является обязательной. И в расчетах, и в аппаратной реализации пригодна любая подходящая аппроксимация, например, ряд дискретных отсчетов, полученных из теоретического выражения (2) или в процессе идентификации переходной характеристики [16, 18]. В последнем случае снимается нетривиальная проблема восстановления параметров теоретического экспоненциального представления (2), т.е. констант запаздывающих нейтронов.

Для целей метрологического анализа структуру уравнения (1) можно упростить далее, представив его в форме уравнения свертки как модель линейного функционального преобразователя с входным воздействием $v(t)$ и откликом $f(t) = r(t)n(t) + Q(t)$:

$$f(t) = \int_0^t [\delta(t-\tau) + h(t-\tau)]v(\tau)d\tau. \quad (3)$$

Уравнения (1) и (3) содержат единственный «параметр», определяющий метрологические свойства реактиметра, – ядро интеграла запаздывающих нейтронов и обеспечивают простой расчет всех метрологических характеристик, предусматриваемых современными стандартами.

В форме (1) или (3) основным узлом реактиметра (который традиционно рассматривался как нелинейный функциональный преобразователь) оказывается блок линейной свертки для вычисления интеграла запаздывающих нейтронов. Кроме того, уравнения (1) и (3) дают ряд других преимуществ в плане адекватности численного моделирования, аппаратной реализации и постановки реактивностных экспериментов, автоматически гарантируя важное требование метрологического обеспечения эксплуатации ЯЭУ – сопоставимость «измеренной и рассчитанной» реактивности [11], в частности,

- при моделировании реактивностных эффектов обеспечивается согласованность расчетных и экспериментальных результатов на основе унификации прямой и обратной задач кинетики ядерного реактора; измерения, и расчеты сводятся к вычислению интеграла запаздывающих нейтронов (аналогичная вычислительная схема применима и при учете нескольких делящихся нуклидов, и в распределенных моделях динамики ЯР).

- физически не наблюдаемые процессы на запаздывающих нейтронах (т.е. изменения концентраций предшественников запаздывающих нейтронов) исключаются из рассмотрения, что снимает задачу их метрологического анализа;

- для интегральных уравнений кинетики ядерного реактора не существует проблемы жесткости, требующей специальных методов при численной реализации соответствующих дифференциальных уравнений;

- реактивность в момент выхода из стационарного режима не зависит от каких-либо параметров и определяется только измеряемыми величинами: $r(0) = v(0)/n(0)$;

- исключается необходимость линеаризации уравнения кинетики, что обычно постулируется как обязательная операция при анализе задач с переменной реактивностью; исчезает и соответствующий источник погрешности;
- появляется возможность оперативной адаптации реактиметра к текущим условиям конкретного реактора путем идентификации переходной характеристики запаздывающих нейтронов в эксплуатационных режимах реактора [16, 18].

В терминологии ГОСТ 8.009-84 аппаратная функция $h(t)$ является «полной динамической характеристикой средства измерения». Однако метрологические стандарты рассматривают динамические измерения только с точки зрения инерционности измерительных средств, которые в идеальном случае должны иметь в качестве аппаратной функции дельта-функцию, чтобы без искажения давать на выходе мгновенное значение входной измеряемой величины с некоторым статическим коэффициентом преобразования. На основе сравнения реальной и идеальной аппаратных функций и строятся расчеты погрешности динамического измерения, рассматриваемого как процедура определения истинного значения измеряемой (входной) величины по известному выходному сигналу и известной переходной характеристике [13]. Однако применительно к уравнению реактиметра необходимо специальное рассмотрение, поскольку результат измерения (текущее значение реактивности) есть функционал предшествующей истории изменения мощности реактора (память переходной характеристики $h(t)$ составляет порядка 300 секунд), и стандартный алгоритм оценки динамической погрешности [13] как разности входной и выходной величин не пригоден. В данном случае динамическую погрешность следует описывать дисперсионным уравнением, связывающим дисперсию реактивности с дисперсией аддитивного шума на входе в реактиметр или, другими словами, задающим баланс дисперсий слагаемых уравнения реактиметра (3), например, в следующей форме, не учитывающей корреляцию переменных, фигурирующих в уравнении (3):

$$r^2 D_n + n^2 D_r + D_n D_r + D_Q = D_v + D_{изн}. \quad (4)$$

Левая часть уравнения (4) есть теоретическое выражение дисперсии выходного сигнала в форме $f(t) = r(t)n(t) + Q(t)$, правая часть – дисперсия этого сигнала согласно структуре линейного блока реактиметра, т.е. интеграла в уравнении (3).

Уравнение (4) позволяет выразить дисперсию любой фигурирующей здесь переменной как результата косвенного измерения по формуле, получаемой для этой переменной из уравнения (3), если принять соглашение о сохранении положительности слагаемых уравнения (4) при переносе их из одной части уравнения в другую. В частности, при стандартных упрощениях $Q(t) = 0$, $v/n \approx 0$, $D_n D_r \approx 0$ уравнение (4) дает следующее выражение дисперсии реактивности:

$$D_r \approx (D_{изн} + r^2 D_n)/n^2 = D_{изн}/n^2 + D_n(I_{изн}^2/n^4). \quad (5)$$

Далее в этом выражении необходимо конкретизировать алгоритм оценки дисперсии $D_{изн}$ выходного сигнала блока ИЗН.

ДИСПЕРСИОННОЕ УРАВНЕНИЕ ДЛЯ АНАЛОГОВОЙ МОДЕЛИ РЕАКТИМЕТРА

К линейному функциональному преобразователю, моделируемому уравнением (3), применимы стандартные процедуры корреляционного анализа [19]. В данном случае корреляционная функция выходного сигнала имеет вид

$$R_f(t, t_1) = \int_0^{t_1} \int_0^{t_1} [\delta(\eta) + h(\eta)][\delta(\lambda) + h(\lambda)] R_v(t - \eta, t_1 - \lambda) d\eta d\lambda,$$

где R_v – корреляционная функция центрированного входного сигнала. Соответственно, дисперсия выходного сигнала

$$D_f(t) = R_f(t,t) = \int_0^t \int_0^t h(\eta)h(\lambda)R_v(t-\eta, t-\lambda)d\lambda d\eta + 2 \int_0^t h(\lambda)R_v(t, t-\lambda)d\lambda + D_v(t), \quad (6)$$

где $D_v(t)$ – дисперсия входного сигнала. Именно формула (6) должна быть реализована в общем случае аппаратно или программно для оценки неопределенности реактивности в реальном времени. Это потребует усложнения оборудования, но повысит адекватность измерения реактивности.

Формула (6) упрощается в предположении стационарности и близости входного шума. Стационарность входного шума реактиметра при изменении мощности реактора требует дополнительного обоснования, но если это имеет место, то возможность рассматривать входной шум как белый автоматически обеспечивается его физически обусловленным импульсным характером и тем, что блок ИЗН является инфразвукочастотным фильтром. Последний факт иллюстрируется рис. 1, где изображены амплитудно-частотные характеристики блока ИЗН, вычисленные для некоторых нуклидов с константами Кипина. Отметим практическое совпадение частотных характеристик, соответствующих делению тепловыми (t) и быстрыми нейтронами (f).

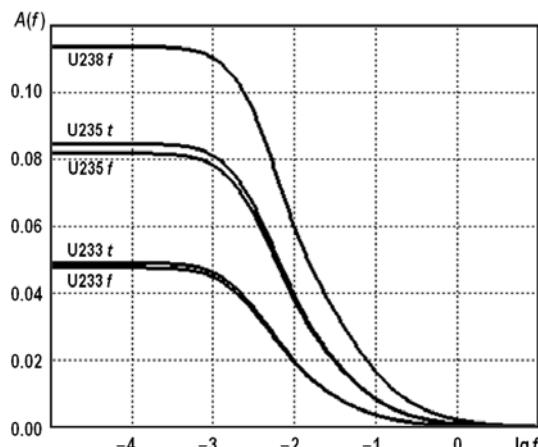


Рис.1. Амплитудно-частотные характеристики блока ИЗН

При стационарном входном шуме реактиметра дисперсия на выходе линейного блока

$$D_f(t) = \int_0^t \int_0^t h(\tau)h(\eta)R_v(\eta-\tau)d\eta d\tau + 2 \int_0^t h(\eta)R_v(\eta)d\eta + D_v.$$

Наконец, если входной шум белый, т.е. $R_v(t) = S_v d(t)$, $D_v = S_v d(0)$, то

$$D_f(t) = S_v K(t), \quad K(t) = \int_0^t h^2(\tau)d\tau + 2h(0) + \delta(0), \quad (7)$$

где функцию $K(t)$ уместно назвать *динамическим коэффициентом усиления дисперсии*.

Первое слагаемое коэффициента усиления определяет дисперсию выходного сигнала блока ИЗН

$$D_{\text{изн}}(t) = S_v \int_0^t h^2(\tau) d\tau.$$

В случае экспоненциального представления переходной характеристики (2) при учете I групп запаздывающих нейtronов подынтегральная функция

$$h^2(\tau) = \left(\frac{\beta_{\text{эф}}}{\Lambda} \right)^2 \sum_{i=1}^I \sum_{k=1}^I a_i a_k \exp(-(\lambda_i + \lambda_k)\tau).$$

Следовательно, дисперсия выходного сигнала блока ИЗН

$$D_{\text{изн}}(t) = S_v \left(\frac{\beta_{\text{эф}}}{\Lambda} \right)^2 \sum_{i=1}^I \sum_{k=1}^I \frac{a_i a_k}{\lambda_i + \lambda_k} (1 - \exp(-(\lambda_i + \lambda_k)t)),$$

и в установившемся режиме

$$D_{\text{изн}} = S_v \left(\frac{\beta_{\text{эф}}}{\Lambda} \right)^2 K_h, \quad K_h = \sum_{i=1}^I \sum_{k=1}^I \frac{a_i a_k}{\lambda_i + \lambda_k}.$$

Коэффициент K_h зависит только от констант запаздывающих нейtronов и определяет усиление дисперсии блоком ИЗН с аппаратной функцией $h(t)$, т.е. когда входным сигналом является скорость изменения мощности.

Принимая во внимание характерные значения вероятности генерации запаздывающих нейtronов $h(0) = \beta_{\text{эф}}/\Lambda$, можно утверждать, что, как правило, слагаемым $2h(0)$ в выражении (7) для коэффициента усиления дисперсии можно пренебречь. С несколько иной точки зрения эта возможность обеспечена типичным балансом скоростей в уравнении (1), что позволяет привести уравнение реактиметра к виду

$$r(t)n(t) = \int_0^t h(t-\tau)v(\tau)d\tau. \quad (8)$$

Применимость соотношения (8) практически во всех эксплуатационных режимах иллюстрируется рис. 2, где показано поведение слагаемых уравнения (1) после скачков реактивности величиной в 10 и 50 центов в первоначально стационарном реакторе.

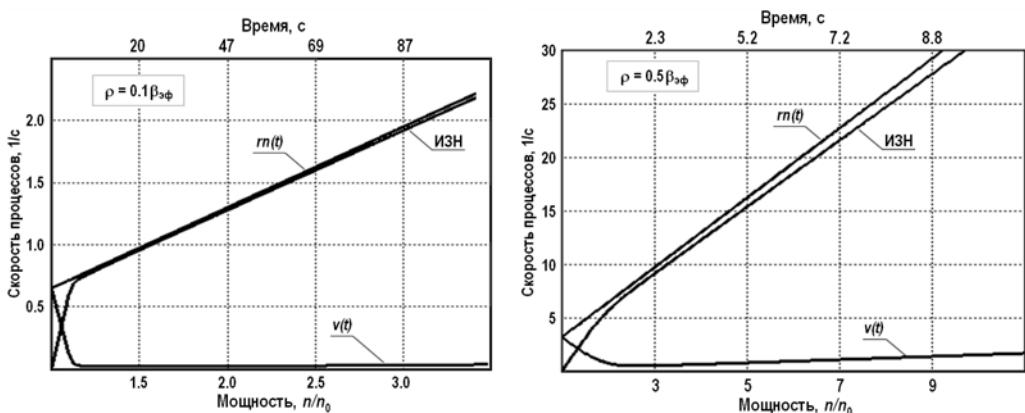


Рис. 2. Поведение слагаемых уравнения кинетики после ввода ступеньки реактивности

Таким образом, метрологический анализ уравнения реактиметра сводится к рассмотрению интеграла запаздывающих нейtronов и дисперсионного уравнения (5)

в форме

$$D_r = (S_v(\beta_{\text{эф}}/\Lambda)^2 K_h + r^2 D_n)/n^2. \quad (9)$$

Для перехода в уравнении реактиметра (8) к шкале реактивности ρ в единицах $\beta_{\text{эф}}$ разделим левую и правую части уравнения на $\beta_{\text{эф}}/\Lambda$. Тогда уравнение (9) принимает вид $D_\rho = (S_v K_h + \rho^2 D_n)/n^2$. Для определенности укажем, что здесь размерность частотной плотности белого шума $[S_v] = \text{с}^{-1}$, а размерность коэффициента усиления дисперсии $[K_h] = \text{с}$.

Частотную плотность белого шума S_v из уравнения (9) целесообразно исключить. Для этого запишем уравнение (8) в эквивалентном виде (для реактивности ρ в единицах $\beta_{\text{эф}}$):

$$\rho(t)n(t) = n(t) - (h(t)/h(0))n_0 - \int_0^t g(t-\tau)n(\tau)d\tau, \quad (10)$$

где в качестве входного сигнала блока ИЗН фигурирует мощность, и аппаратная функция равна

$$g(t-\tau) = (dh(t-\tau)/d\tau)/h(0) = \sum a_i \lambda_j \exp(-\lambda_j(t-\tau)).$$

Формула для дисперсии реактивности, следующая из уравнения (10), аналогична формуле (9), но необходимо конкретизировать выражение дисперсии интеграла в уравнении (10). Так, если корреляционная функция шума мощности имеет экспоненциальный характер $R_n(t) = D_n \exp(-\gamma|t|)$, то корреляционная функция сигнала на выходе блока, реализующего интеграл в уравнении (10), равна

$$R_g(t, t_1) = \int_0^t \int_0^{t_1} g(t-\tau)g(t_1-\eta) R_n(\eta-\tau) d\eta d\tau = D_n \sum_{i=1}^I \sum_{k=1}^I a_i a_k \lambda_i \lambda_k B(t, t_1),$$

где

$$B(t, t_1) = \int_0^t \int_0^{t_1} \exp(-\lambda_i \eta - \lambda_k \tau - \gamma |t - t_1 + \tau - \eta|) d\eta d\tau.$$

Выражение для дисперсии $D_g = R_g(t, t_1)$ получается, если взять

$$B(t, t_1) = B(t) = \int_0^t \int_0^t \exp(-\lambda_i \eta - \lambda_k \tau - \gamma |\tau - \eta|) d\eta d\tau.$$

Порядок преодоления известных [20] трудностей вычисления рассматриваемых интегралов, содержащих разрывные функции, описан в [21, 22].

В случае белого входного шума функция $B(t) = (1 - \exp(-(\lambda_i + \lambda_k)t)) / (\lambda_i + \lambda_k)$, так что в установившемся режиме уравнение (9) для дисперсии реактивности в единицах $\beta_{\text{эф}}$ принимает вид

$$D_\rho = (S_n K_g + \rho^2 D_n)/n^2 = (K_g/F + \rho^2) D_n/n^2,$$

где S_n, F – частотные плотность и ширина белого шума. Коэффициент

$$K_g = \sum_{i=1}^I \sum_{k=1}^I \frac{\lambda_i \lambda_k a_i a_k}{\lambda_i + \lambda_k}$$

определяет усиление дисперсии блоком ИЗН с аппаратной функцией $g(t)$. Время спада последней примерно в три раза короче, чем функции $h(t)$, что приводит к уменьшению коэффициента K_g . Значения коэффициентов K_h, K_g приведены в табл. 1 для ряда нуклидов с константами запаздывающих нейтронов из сис-

тем БНАБ-93 и ENDF/B-VII.

Таблица 1

	БНАБ-93		ENDF/B-VII	
	K_h	K_g	K_h	K_g
^{241}Am	3.64	0.10	3.64	0.10
^{239}Pu	4.01	0.09	4.05	0.09
^{240}Pu	3.62	0.11	3.48	0.11
^{241}Pu	2.82	0.14	2.88	0.13
^{235}U	3.33	0.11	2.67	0.14
^{238}U	1.76	0.21	1.67	0.22

Как видим, коэффициенты усиления дисперсии блоком ИЗН существенно меньше при использовании мощности в качестве входного сигнала.

ДИСПЕРСИОННОЕ УРАВНЕНИЕ ДЛЯ ДИСКРЕТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТИМЕТРА

После дискретизации уравнение (3) принимает следующую форму:

$$f_k = \sum_{l=0}^L b_l v_{k-l}, \quad b_0 = 1 + a_0 h_0, \quad b_l = a_l h_l, \quad l = \overline{1, L},$$

где a_l – коэффициенты квадратурной формулы, используемой для аппроксимации интеграла запаздывающих нейтронов. Выражение для дисперсии выходного сигнала получается обычным образом:

$$D_f = D_v \sum_{l=0}^L b_l^2.$$

Это выражение аналогично дисперсионному уравнению (7) для аналоговой модели реактиметра.

Выбором коэффициентов a_l можно распорядиться для минимизации дисперсии. Так, если используется метод прямоугольников, то $a_l = T$, где T – шаг дискретизации. В методе трапеций $a_0 = a_L = T/2$, $a_l = T$, $l = 1, \dots, L-1$; в методе Симпсона $a_0 = a_L = T/3$, $a_{2l-1} = 4T/3$, $a_{2l} = 2T/3$ и т.д. В таком виде квадратурные коэффициенты используются, когда блок ИЗН реализуется как нерекурсивный цифровой фильтр [16], содержащий все ненулевые отсчеты переходной характеристики. При традиционной дискретизации обращенного уравнения кинетики практически всегда применяют линейную аппроксимацию на шаге (см., например, [23]). В общем случае применимы любые алгоритмы вычисления свертки [24], обеспечивающие требуемые точность, простоту аппаратной реализации и минимизацию времени вычислений.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе получены следующие результаты.

- Предложена метрологическая модель реактиметра в форме уравнения свертки и соответствующего дисперсионного уравнения.
- Показано, что для типичной амплитудно-частотной характеристики линейного звена реактиметра (для известных систем констант запаздывающих нейтронов) входной аддитивный шум может считаться белым.
- Для случая белого входного шума найдены аналитические выражения диспер-

ции реактивности.

4. Для ряда нуклидов с константами запаздывающих нейтронов из систем БНАБ-93 и ENDF/B-VII вычислены коэффициенты усиления дисперсии линейным блоком реактиметра для случаев, когда входным сигналом является или мощность, или скорость изменения мощности. Установлено, что усиление дисперсии минимизируется при использовании мощности в качестве входного сигнала.

В качестве возможных направлений применения и обобщения полученных результатов укажем следующее:

- анализ погрешности оценки реактивности для различных схемных решений реактиметра с учетом применяемой номенклатуры электронных компонентов;
- рассмотрение нестационарного шума и коррелированных величин;
- описание точности измерения реактивности в терминах неопределенности [25, 26];
- учет параметрической погрешности, обусловленной константами запаздывающих нейтронов, в том числе энергетической зависимостью констант;
- анализ различных квадратурных формул применительно к вычислению интеграла запаздывающих нейтронов.

Литература

1. ГОСТ Р 8.565-2014. ГСИ. Метрологическое обеспечение эксплуатации атомных станций. Основные положения. – М.: Стандартинформ, 2015. – 19 с.
2. ГОСТ Р МЭК 62385. Атомные станции – системы контроля и управления, важные для безопасности – методы оценки рабочих характеристик измерительных каналов систем безопасности. – М.: Стандартинформ, 2011. – 63 с.
3. ГОСТ 27445-87. Системы контроля нейтронного потока для управления и защиты ядерных реакторов. Общие технические требования. – М.: Стандартинформ, 2011. – 18 с.
4. IEC 60231. General principles of nuclear reactor instrumentation.
5. IEC 60568. Nuclear power plants – Instrumentation important to safety – In-core instrumentation for neutron fluence rate (flux) measurements in power reactors.
6. МИ 222-80. Методика расчета метрологических характеристик измерительных каналов информационно-измерительных систем по метрологическим характеристикам компонентов. – М.: Издательство стандартов, 1981. – 24 с.
7. МИ 2440-97. ГСИ. Методы экспериментального определения и контроля характеристик погрешности измерительных каналов, измерительных систем и измерительных комплексов. – М.: ВНИИМС, 1999. – 13 с.
8. МИ 2232-2000. ГСИ. Обеспечение эффективности измерений при управлении технологическими процессами. Оценивание погрешности измерений при ограниченной исходной информации. – М.: ВНИИМС, 2000. – 10 с.
9. РД ЭО 0150-2004. Типовые программы и методики проведения физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. – М.: Росэнергоатом, 2005.
10. РД ЭО 0151-2004. Методики расчета нейтронно-физических характеристик по данным физических экспериментов на энергоблоках АЭС с реакторами ВВЭР-1000. – М.: Росэнергоатом, 2005.
11. Рекомендации по сопоставлению рассчитанной и измеренной реактивности при обосновании ядерной безопасности реакторных установок типа ВВЭР. – М.: НТЦ ЯРБ, 2010. – 21с.
12. Юферов А.Г. Библиография по разработкам реактиметров и методам измерения реактивности в ФЭИ. Обзор ФЭИ-295. – М.: ЦНИИАтоминформ, 2003. – 39 с.
13. Земельман М.А., Тронова И.М. Методический материал по применению ГОСТ 8.009-84 «ГСИ. Нормируемые метрологические характеристики средств измерений» // Нормирование и использование метрологических характеристик средств измерений. – М.: Изд-во стандартов, 1985. – С. 43-132.
14. Вашины Е. Динамика измерительных цепей. – М.: Энергия, 1969. – 288 с.

15. Грановский В.А. Динамические измерения. Основы метрологического обеспечения. – Л.: Энергоатомиздат, 1984. – 224 с.
16. Юферов А.Г., Ибрагимов Р.Л. Реактиметр как адаптивный цифровой фильтр. // Атомная энергия. – 2005. – Т. 98. – Вып. 4. – С. 253-260.
17. Борисов В.Ф., Комшилов О.А. Анализ погрешностей измерителя реактивности. // Измерительная техника. – 2002. – №10. – С. 49-52.
18. Юферов А.Г. К задаче идентификации интегральных уравнений кинетики. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 4. – С. 25-34.
19. Uhrig R.E. Random Noise Techniques in Nuclear Reactor Systems. Ronald Press, N.Y. – 1970. – 490 p.
20. Cooper G.R., McGillem C. D. Probabilistic Methods of Signal and System Analysis. Oxford University Press. – 1998. – 491 p.
21. Горяинов В.Т., Журавлев А.Г., Тихонов В.И. Примеры и задачи по статистической радиотехнике. – М.: Советское радио, 1970. – 600 с.
22. Астапов Ю.М., Медведев В.С. Статистическая теория систем автоматического регулирования и управления. – М.: Наука, 1982. – 304 с.
23. Боеv И.А., Колотушкин Д.С. Развитие методик измерения реактивности и нейтронно-физических характеристик реакторов ВВЭР на Нововоронежской АЭС. Сборник трудов МНТК-99 «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, 2015. Доступно на сайте <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/autorun/index-ru.htm>
24. Otnes R. K., Enochson L. Applied Time Series Analysis. Basic Techniques. Wiley, 1978, – 449 p.
25. ISO/IEC Guide 98:1995. Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement. – 105 p.
26. Guide to the Expression of Uncertainties for the Evaluation of Critical Experiments. Idaho National Laboratory, 2007. – 94 p.

Поступила в редакцию 29.06.2016 г.

Автор

Юферов Анатолий Геннадьевич, заведующий лабораторией, канд. физ.-мат. наук
E-mail: anatoliy.yuferov@mail.ru

UDC 620.039.516.2:620.039.515

DISPERSION EQUATION FOR THE REACTIVITY METER

Yuferov A.G.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 240040 Russia

ABSTRACT

The aim of this work is the output and analysis of the metrological model of the reactivity meter in the form of the dispersion equation, connecting the dispersion of input and output signals of the reactivity meter with imposing random noise on the input. Hardware-software implementation of the dispersion equation in the composition of the reactivity meter gives the opportunity to display the uncertainty evaluation of reactivity in real time. It is proposed to standardize the form of the equation for the reactivity meter, presenting the main computing unit of the reactivity meter as equation convolution. Thus metrological characteristics of the reactivity meter is completely determined by the hardware function of this unit. The hardware function is the transitive characteristic that describe the processes on delayed neutrons after the jump in power. It is shown that the frequency response of the linear unit of the reactivity meter allows

us to consider additive input noise as white. Is established the practical coincidence of frequency characteristics corresponding to the fission by the thermal and fast neutrons. For the case of white noise at the input was obtained the expressions of the variance of reactivity with exponential and discrete representation of the transient response of delayed neutrons. Was calculated coefficients of the dispersion strengthening for a number of known systems of the constants of delayed neutrons when the input signal is either a power or speed. It is found that the dispersion strengthening is minimized by using the power as the input. Is specified the problems and directions for further research and development, concerning, in particular, the analysis of the reactivity of error estimates for the various circuit design of the reactimeter taking into account the range of applied electronic components.

Key words: reactivity meter, metrology, dispersion equation, control and management of nuclear facilities

REFERENCES

1. GOST R 8.565-2014. GSI. Metrologicheskoe obespechenie ekspluatacii atomnykh stanciy. Osnovnye polozheniya [Metrological maintenance of operating nuclear power plants. The main provisions]. Moscow, Standartinform Publ., 2015. 19 p. (in Russian).
2. GOST R MEK 62385. Atomnye stancii – sistemy kontrolya i upravleniya, vazhnye dlya bezopasnosti - metody ocenki rabochikh kharakteristik izmeritelnykh kanalov sistem bezopasnosti [Nuclear power plants - Instrumentation and control important to safety - Methods for assessing the performance of safety system instrument channels]. Moscow, Standartinform Publ., 2011. 63 p. (in Russian).
3. GOST 27445-87. Sistemy kontrolya neytronnogo potoka dlya upravleniya i zashchity yader-nykh reaktorov. Obshchie tekhnicheskie trebovaniya [Neutron flux monitoring systems for control and protection of nuclear reactors. General specifications]. Moscow, Standartinform Publ., 2011. 18 p. (in Russian).
4. IEC 60231. General principles of nuclear reactor instrumentation.
5. IEC 60568. Nuclear power plants – Instrumentation important to safety – In-core instrumentation for neutron fluence rate (flux) measurements in power reactors.
6. MI 222-80. Metodika rascheta metrologicheskikh kharakteristik izmeritelnykh kanalov informacionno-izmeritelnykh sistem po metrologicheskim kharakteristikam komponentov [Method of calculation of metrological characteristics of measuring channels of information-measuring systems metrological characteristics of components]. Moscow, Izdatelstvo standartov Publ., 1981. 24 p. (in Russian).
7. MI 2440-97. GSI. Metody eksperimentalnogo opredeleniya i kontrolya kharakteristik pogreshnosti izmeritelnykh kanalov, izmeritelnykh sistem i izmeritelnykh kompleksov [Methods of experimental determination and control characteristics of the error of measurement channels, measuring systems and measuring systems]. Moscow. VNIIMS Publ., 1999. 13 p. (in Russian).
8. MI 2232-2000. GSI. Obespechenie effektivnosti izmereniy pri upravlenii tekhnologicheskimi processami. Ocenivanie pogreshnosti izmereniy pri ogranicennoy iskhodnoy informacii [Providing measurement of efficiency in the management of technological processes. Evaluation of measurement uncertainty with limited initial information]. Moscow. VNIIMS Publ., 2000. 10 p. (in Russian).
9. RD EO 0150-2004. Tipovye programmy i metodiki provedeniya fizicheskikh eksperimentov na energoblokakh atomnykh elektrostanciy s reaktorami VVER-1000 [Programs and methods of physical experiments on nuclear power units with VVER-1000 reactors]. Moscow. Rosenergoatom Publ., 2005 (in Russian).
10. RD EO 0151-2004. Metodiki rascheta neytronno-fizicheskikh kharakteristik po dannym fizicheskikh eksperimentov na energoblokakh AES s reaktorami VVER-1000 [Method of calculation of neutron-physical characteristics according to physical experiments on nuclear power units with VVER-1000 reactors]. Moscow. Rosenergoatom Publ., 2005 (in Russian).
11. Rekomendacii po sopostavleniyu rasschitannoy i izmerennoy reaktivnosti pri obosnovanii yadernoy bezopasnosti reaktornykh ustyanovok tipa VVER [Recommendations for comparing the calculated and measured reactivity on basing nuclear safety of reactor VVER-

- type plants]. Moscow. NTCYaRB Publ., 2010. 21 p. (in Russian).
12. Yuferov A.G. Bibliografiya po razrabotkam reaktimetrov i metodam izmereniya reaktivnosti v FEI [Bibliography on development of the reactivity meters and methods of the reactivity measurements in IPPE]. Obzor FEI-295. Moscow. CNIIAtominform Publ., 2003. 39 p. (in Russian).
13. Zemelman M.A., Tronova I.M. Metodicheskij material po primeneniyu GOST 8.009-84 «GSI. Normiruemye metrologicheskie kharakteristiki sredstv izmerenij». Normirovanie i ispol'zovanie metrologicheskikh kharakteristik sredstv izmerenij [Methodological material for use GOST 8.009-84 «GSI. Standardized metrological characteristics of measuring instruments». Standardization and use of metrological characteristics of measuring instruments]. Moscow. Izdatel'stvo standartov Publ., 1985, pp. 43-132 (in Russian).
14. Vashny E. Dinamika izmeritelnykh cepej [Dynamics of measuring circuits]. Moscow. Energiya Publ., 1969. 288 p. (in Russian).
15. Granovskiy V.A. Dinamicheskie izmereniya. Osnovy metrologicheskogo obespecheniya [Dynamic measurements. Fundamentals of metrology software]. Leningrad. Energoatomizdat Publ., 1984. 224 p. (in Russian).
16. Yuferov A.G., Ibragimov R.L. Reaktimetr kak adaptivnyy cifrovoy filtr [Reactimeter as an adaptive digital filter]. Atomnaya energiya, 2005, v. 98, iss. 4, pp. 253-260 (in Russian).
17. Borisov V.F., Komshilov O.A. Analiz pogreshnostey izmeritelya reaktivnosti [Analysis of reactivity meter errors]. Izmeritel'naya tekhnika, 2002, no. 10, pp. 49-52 (in Russian).
18. Yuferov A.G. K zadache identifikacii integralnykh uravneniy kinetiki [On the problem of identification of integral equations of the kinetics]. Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika, 2005, no. 4, pp. 25-34 (in Russian).
19. Uhrig R.E. Random Noise Techniques in Nuclear Reactor Systems. Ronald Press, N.Y., 1970. 490 p.
20. Cooper G.R., McGillem C. D. Probabilistic Methods of Signal and System Analysis. Oxford University Press, 1998. 491 p.
21. Goryainov V.T., Zhuravlev A.G., Tikhonov V.I. Primery i zadachi po statisticheskoy radio-tehnike [Examples and problems in statistical radio engineering]. Moscow. Sovetskoe radio Publ., 1970. 600 p. (in Russian).
22. Astapov Yu.M., Medvedev V.S. Statisticheskaya teoriya sistem avtomaticheskogo reguliro-vaniya i upravleniya [Statistical theory of automatic regulation and control systems]. Moscow. Nauka Publ., 1982. 304 p. (in Russian).
23. Boev I.A., Kolotushkin D.S. Razvitiye metodik izmereniya reaktivnosti i neytronno-fizicheskikh kharakteristik reaktorov VVER na Novovoronezhskoj AES [The development of methods of measurement of reactivity and neutron-physical characteristics of VVER Novovoronezh nuclear power plant]. Sbornik trudov MNTK-99 «Obespechenie bezopasnosti AES s VVER». OKB «GIDROPRESS», Podolsk, 2015. Available at <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/autorun/index-ru.htm> (in Russian).
24. Otnes R.K., Enochson L. Applied Time Series Analysis. Basic Techniques. Wiley, 1978. 449 p.
25. ISO/IEC Guide 98:1995. Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement. 105 p.
26. Guide to the Expression of Uncertainties for the Evaluation of Critical Experiments. Idaho National Laboratory, 2007. 94 p.

Author

Yuferov Anatoliy Gennad'yevich, Head of Laboratory, Cand.Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: anatoliy.yuferov@mail.ru

ИЗМЕНЕНИЕ ИЗГИБНОЙ ЖЕСТКОСТИ ТВС ВВЭР-1000 ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ

С.В. Павлов

000 НПФ «Сосны»

433507, Ульяновская обл., г. Димитровград, пр. Димитрова, д. 4а



Геометрическая стабильность конструкции ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатации во многом определяется величиной ее изгибной жесткости. Уменьшение изгибной жесткости во время эксплуатации в реакторе может приводить к такому прогибу ТВС, который будет затруднять перемещение поглощающих стержней системы управления и защиты реактора в направляющих каналах ТВС, что не допустимо с точки зрения безопасной эксплуатации реактора.

Описаны метод и установка для исследования изгибной жесткости облученных ТВС ВВЭР-1000 в защитных камерах. Метод основан на измерениях величины прогиба ТВС при поперечных нагрузлениях. Нагрузка прикладывается к дистанционирующему решеткам перпендикулярно их граням, величина прогиба ТВС определяется оптическими методами с помощью телекамеры. Эта же установка позволяет исследовать изгибную жесткость каркаса ТВС после извлечения из нее всех твэлов. В Научно-исследовательском институте атомных реакторов г. Димитровграда исследовано несколько десятков ТВС ВВЭР-1000 с выгоранием ядерного топлива в диапазоне от ~ 4 до ~ 65 МВт·сут/кгU. Обобщение и анализ результатов этих исследований позволили определить основные факторы, влияющие на изменение изгибной жесткости ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатации, и получить экспериментальную зависимость ее изменения от выгорания.

Показано, что с увеличением выгорания изгибная жесткость ТВСА и ТВС-2 с «жестким» каркасом уменьшается до минимальных значений ~ 5 кгс/мм при выгораниях от 45 до 50 МВт·сут/кгU, а затем начинает расти. Установлено, что характер изменения изгибной жесткости ТВС определяется, в основном, пучком твэлов, в частности, изменением степени поджатия твэлов в ячейках дистанционирующих решеток ТВС. Максимальная величина прогиба ТВСА и ТВС-2 находится в диапазоне от 8 до 11 мм при выгораниях от 48 до 63 МВт·сут/кгU. Внедрение новых конструкций ТВСА и ТВС-2 полностью решило проблему безопасной эксплуатации поглощающих стержней системы управления и защиты ВВЭР-1000.

Ключевые слова: ТВС, твэл, ВВЭР, изгибная жесткость, выгорание ядерного топлива, дистанционирующая решетка, каркас ТВС, прогиб ТВС.

Безопасная работа энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000 во многом определяется геометрической стабильностью конструкции ТВС (величина и форма прогиба, угол скручивания, длина, поперечный размер, депланация дистанционирующих решеток) в течение всего срока их эксплуатации. От изменения геометрических параметров ТВС зависят надежность работы органов системы управления и защиты реактора (ОР СУЗ), а

© С.В. Павлов, 2016

также безопасность транспортно-технологических операций с ТВС при перегрузке ядерного топлива во время планового предупредительного ремонта энергоблока.

Для улучшения нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов ВВЭР-1000 серийная ТВС со стальным каркасом была заменена на усовершенствованную ТВС (УТВС), в которой направляющие каналы (НК) и дистанционирующие решетки (ДР) со стальных заменены на циркониевые. Дистанционирующие решетки крепятся к центральной трубе ТВС, а НК крепятся внизу в опорной решетке хвостовика ТВС, вверху – в головке ТВС и свободно проходят через ДР [1, 2].

Результаты исследований шести УТВС в НИИАР показали, что уже после одного топливного цикла (выгорание 10 – 16 МВт·сут/кгU) прогиб УТВС достигает ~ 15 мм и имеет зигзагообразную форму. Причинами искривления УТВС могут быть осевые нагрузки со стороны блока защитных труб (БЗТ) реактора, поперечные нагрузки со стороны соседних ТВС, а также снижение изгибной жесткости УТВС при эксплуатации [3, 4]. При выгорании ~ 40 МВт·сут/кгU прогиб достигает 18 мм. Эти два фактора, величина прогиба и его форма, как было установлено, являются основными причинами увеличения времени падения поглощающих стержней ОР СУЗ в НК ТВС, и даже возможном их застревания при срабатывании аварийной защиты реактора, что недопустимо с точки зрения безопасности эксплуатации реактора [5, 6].

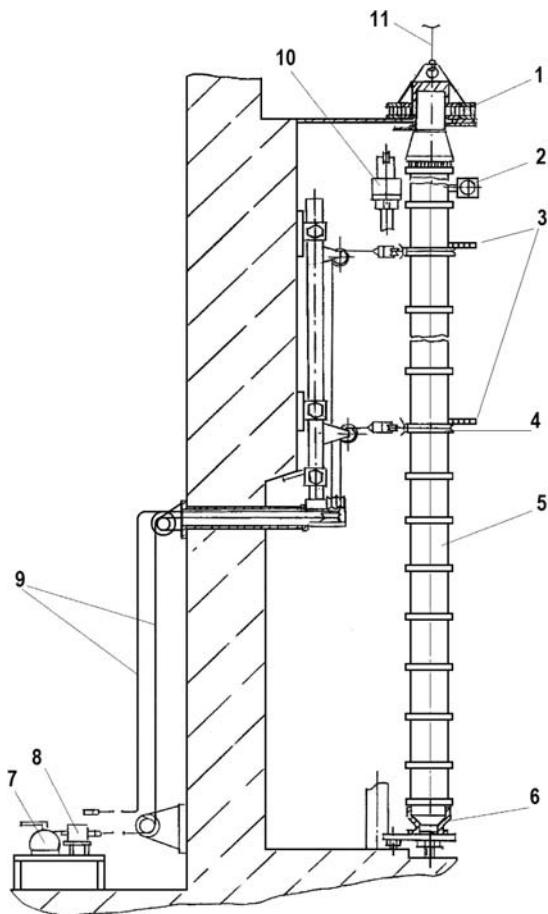


Рис. 1. Схема установки измерения изгибной жесткости ТВС: 1 – узел крепления головки ТВС; 2 – телекамера; 3 – измерительная линейка; 4 – силонагружающее кольцо; 5 – ТВС; 6 – узел крепления хвостовика ТВС; 7 – лебедка; 8 – динамометр; 9 – тросы; 10 – стойка телекамеры; 11 – трос подъемного крана

Для исследования изгибной жесткости облученных ТВС в НИИАР был разработан метод и внутрикамерная установка (рис. 1), в основу которых положен принцип определения изгибной жесткости ТВС по величине прогиба при поперечных нагрузлениях ТВС [6 – 8].

Установка состоит из трех основных частей – силонагружающей системы, узлов крепления ТВС и системы измерения прогиба ТВС с помощью телекамеры, перемещающейся вдоль ТВС. Крепление ТВС в установке имитирует реакторные условия крепления. Прогиб ТВС осуществляется путем приложения нагрузки перпендикулярно граням на уровне восьмой (ДР8) или двенадцатой (ДР12) дистанционирующих решеток. Нагрузка передается через силонагружающее кольцо, которое плотно надевается на ДР. К кольцу подсоединяется трос, который с помощью роликов выводится через горизонтальную проходку защитной камеры в операторское помещение, где через динамометр соединяется с силонагружающей лебедкой.

Нагрузка к ДР прикладывается ступенями по 10 – 15 кгс с разгрузкой после каждой ступени. При этом с помощью телекамеры измеряется смещение каждой ДР в ТВС. Результаты обрабатываются, сглаживаются и восстанавливается форма оси ТВС под нагрузкой и после снятия нагрузки.

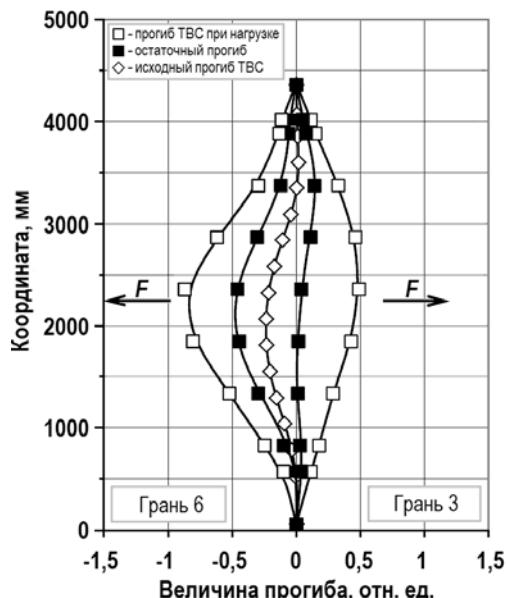


Рис. 2. Форма оси ТВС при испытаниях

На рисунке 2 в качестве примера приведена форма оси ТВС при нагрузке на 8 ДР в двух противоположных направлениях: в направлении от третьей грани ТВС в сторону шестой грани и наоборот. На рисунке также показана форма исходного прогиба после эксплуатации ТВС и остаточных прогибов после снятия нагрузки. Остаточный прогиб объясняется взаимодействием оболочек твэлов и НК с дистанционирующими решетками при прогибе ТВС под нагрузкой. Достаточно сборку подвесить на кране и немного дернуть вверх, чтобы остаточный прогиб исчез.

Изгибную жесткость ТВС характеризуют коэффициентом $k_{\text{ТВС}}$, который определяют с погрешностью не более 4% из зависимости величины прогиба B от приложенной нагрузки F (рис. 3) [7]:

$$k_{\text{ТВС}} = dF/dB. \quad (1)$$

Обычно коэффициент $k_{\text{ТВС}}$ определяют для середины ТВС на уровне 8 ДР для конструкций ТВС с пятнадцатью решетками.

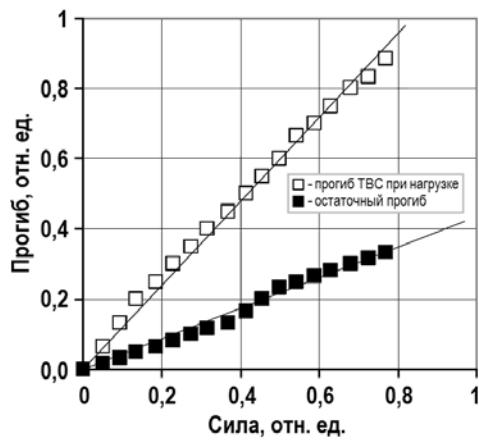


Рис. 3. Прогиб ТВС на уровне 8ДР в зависимости от приложенной силы

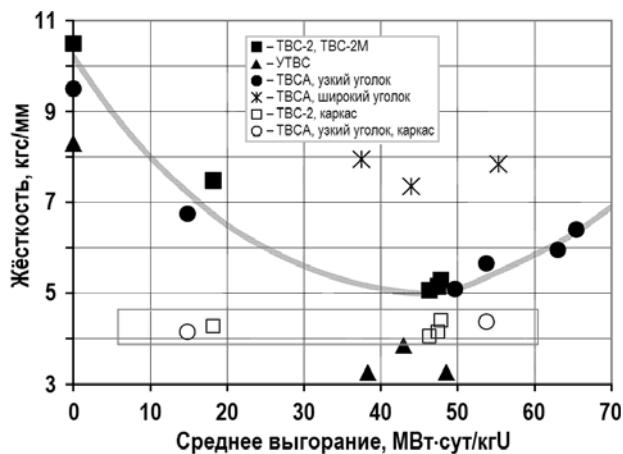


Рис. 4. Изменение изгибной жесткости ТВС ВВЭР-1000 от выгорания

Результаты исследований УТВС (рис. 4) показали, что при выгорании примерно от 38 до 48 МВт·сут/кгU их изгибная жесткость уменьшается более чем в два раза — с 8,3 до 3 – 4 кгс/мм, что и приводит к значительному прогибу УТВС [9, 10].

Для увеличения изгибной жесткости разработаны две конструкции — ТВСА и ТВС-2 с жестким каркасом. В ТВСА жесткость каркаса обеспечивается шестью уголками из сплава Э635, которые контактно-точечной сваркой соединены с ДР. Внизу уголки крепятся к хвостовику ТВСА. Центральная труба и НК свободно проходят через ДР и не крепятся к ним [11]. В первых конструкциях уголок закрывал три твэла (вместе с угловым) на грани ТВСА [12]. Изгибная жесткость была увеличена в сравнении с УТВС в два раза при выгораниях от 37 до 55 МВт·сут/кгU (см. рис. 4). В дальнейшем ширина уголков в ТВСА была уменьшена, что, естественно, привело к уменьшению изгибной жесткости конструкции сборки.

В ТВС-2 повышение жесткости каркаса сборки достигается другим образом: направляющие каналы с помощью контактно-стыковой сварки крепятся ко всем 18 ДР, высота ДР увеличена с 20 до 30 мм, а толщина ячеек ДР увеличена до 0,3 мм [13]. При этом изгибная жесткость ТВС-2 ненамного отличается от изгибной жесткости ТВСА с «узким» уголком (см. рис. 4).

С помощью разработанного метода и установки исследован вклад твэлов в изгибную жесткость ТВС ВВЭР-1000. После исследования ТВС (осмотр, измерение гео-

метрических параметров и определение изгибной жесткости) выполнялся демонтаж головки ТВС и извлечение всех твэлов из каркаса. При этом измерялось усилие извлечения твэлов через все дистанционирующие решетки ТВС. Затем на каркас устанавливалась обратно головка ТВС и исследовалась изгибная жесткость каркаса без твэлов.

Исследования показали, что после одного топливного цикла эксплуатации ТВСА и ТВС-2, начиная с выгораний топлива 15 – 18 МВт·сут/кгU и вплоть до выгорания ~ 54 МВт·сут/кгU, жесткость каркаса этих конструкций ТВС не изменяется и находится в диапазоне 4 – 4,5 кгс/мм (см. рис. 4). В то же самое время изгибная жесткость ТВСА и ТВС-2 с выгоранием уменьшается от примерно 10 кгс/мм для необлученных ТВС до минимальных значений около 5 кгс/мм при выгораниях 45 – 50 МВт·сут/кгU, а затем начинает увеличиваться (см. рис. 4).

Такое поведение изгибной жесткости объясняется влиянием твэлов. При эксплуатации диаметр твэлов под воздействием избыточного давления теплоносителя уменьшается вплоть до плотного контакта оболочки с топливными таблетками. Для твэлов ВВЭР-1000 такой контакт наступает при максимальном значении выгорания в твэле от 50 до 60 МВт·сут/кгU (рис. 5) [14 – 17]. При этом диаметр оболочки твэлов уменьшается примерно на 0,08 мм. Затем под воздействием распухающего топлива происходит «обратная» деформация оболочки и диаметр начинает увеличиваться.

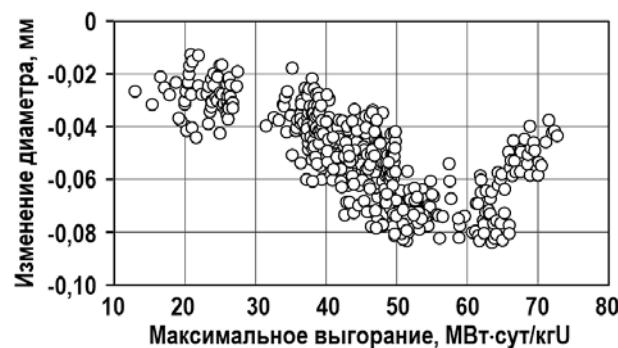


Рис. 5. Изменение диаметра оболочек твэлов ВВЭР-1000 в зависимости от выгорания топлива

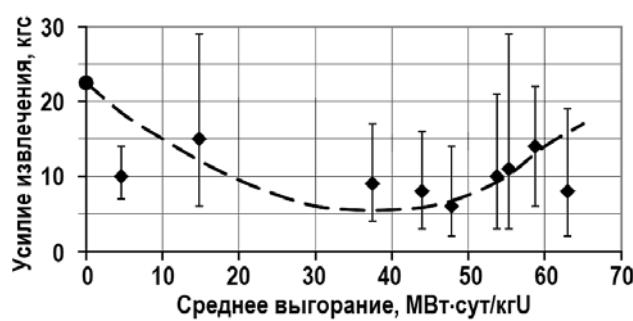


Рис. 6. Усилие извлечения твэлов из каркаса ТВС ВВЭР-1000

Уменьшение диаметра оболочки твэлов приводит к уменьшению усилия их поджатия в ячейках дистанционирующих решеток и, как следствие, к уменьшению изгибной жесткости конструкции ТВС. Уменьшение усилия поджатия твэлов в ячейках дистанционирующих решеток косвенно подтверждается изменением усилия извлечения твэлов из каркаса ТВС от выгорания. На рисунке 6 приведены результаты усреднения по всем 312-ти твэлам в ТВС и диапазоны изменения усилий извлечения твэлов из каркасов ТВСА и ТВС-2 в зависимости от выгорания. Минимум усилия

извлечения приходится на среднее выгорание по ТВС $\sim 44 \text{ МВт}\cdot\text{сут}/\text{кгU}$ [10]. Если учитывать «физическую» разницу в значениях среднего выгорания по ТВС и максимального значения выгорания в твэле, то минимумы на рис. 5 и 6 приходятся приблизительно на одинаковый диапазон выгораний в пересчете на среднее выгорание в ТВС.

В числовом выражении вклад твэлов в изгибную жесткость ТВС в зависимости от выгорания можно получить из данных рис. 4, используя простую формулу

$$k_{\text{tb}} / k_{\text{ТВС}} = (k_{\text{ТВС}} - k_{\text{кар}}) / k_{\text{ТВС}}, \quad (2)$$

где k_{tb} – изгибная жесткость, вносимая пучком твэлов; $k_{\text{кар}}$ – изгибная жесткость каркаса ТВС.

Так как не для всех ТВС, представленных на рис. 4, исследовалась изгибная жесткость каркаса, было принято допущение, что изгибная жесткость каркаса ТВСА и ТВС-2 в диапазоне выгораний от 0 до 70 $\text{МВт}\cdot\text{сут}/\text{кгU}$ практически не изменяется. В соответствии с этим для ТВС, у которых не измерялась изгибная жесткость каркаса, ее величина принималась равной среднему значению $k_{\text{кар}}^{\text{ср}} = 4,23 \text{ кгс}/\text{мм}$, полученному из экспериментальных данных для пяти ТВС (см. рис. 4) с выгоранием от ~ 15 до $\sim 54 \text{ МВт}\cdot\text{сут}/\text{кгU}$.

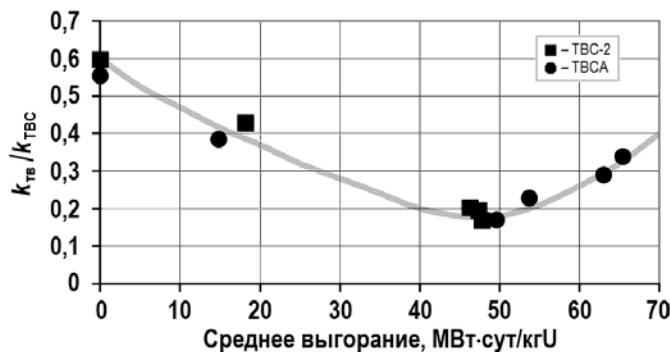


Рис. 7. Вклад пучка твэлов в изгибную жесткость ТВС в зависимости от выгорания

Для необлученных ТВСА и ТВС-2 60% изгибной жесткости сборок приходится на изгибную жесткость пучка твэлов (рис. 7). После первого года эксплуатации вклад твэлов в изгибную жесткость ТВС уменьшается на 20% и достигает своего минимума в 20% при дальнейшей эксплуатации до выгорания $\sim 48 \text{ МВт}\cdot\text{сут}/\text{кгU}$. Затем начинается рост вклада твэлов в изгибную жесткость, вызванный увеличением их диаметра из-за распухания топливных таблеток. При выгорании $\sim 65 \text{ МВт}\cdot\text{сут}/\text{кгU}$ вклад твэлов в изгибную жесткость ТВС увеличивается примерно до 34%.

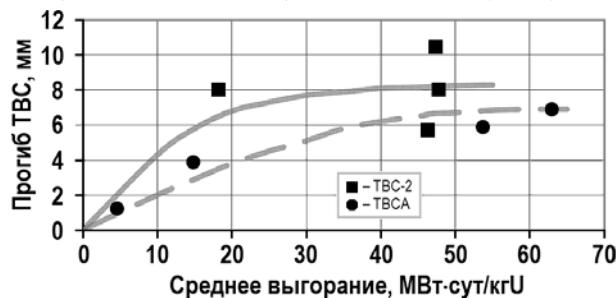


Рис. 8. Изменение величины прогиба ТВС от выгорания

Максимальная зарегистрированная величина прогиба у ТВСА не превышает 8 мм вплоть до выгораний 63 $\text{МВт}\cdot\text{сут}/\text{кгU}$, у ТВС-2 при выгорании 48 $\text{МВт}\cdot\text{сут}/\text{кгU}$ про-

гиб не превышает 11 мм (рис. 8). При этом форма прогиба изменилась с зигзагообразной на дугообразную.

Увеличение изгибной жесткости конструкций ТВСА и ТВС-2 позволило кардинально решить проблему безопасности, связанную с эксплуатацией поглощающих стержней органов системы управления и защиты реактора (ПС СУЗ), что подтверждается, прежде всего, положительным опытом их эксплуатации [18 – 20].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработка новых конструкций ТВС ВВЭР-1000 с жестким каркасом (ТВСА и ТВС-2) позволила существенно увеличить изгибную жесткость ТВС и уменьшить величину их прогиба до максимальных значений 8 – 11 мм, что обеспечивает безопасную работу ПС СУЗ. Показано, что изменение изгибной жесткости ТВС при эксплуатации, в основном, определяется вкладом пучка твэлов и изменением степени их поджатия в ячейках дистанционирующих решеток. Внедрение новых технических решений, таких как: уменьшение количества дистанционирующих решеток с 15 до 12 и затем до 8; изменение конструкции твэла – уменьшение толщины оболочки, уменьшение диаметрального зазора между оболочкой и топливными таблетками, увеличение длины твэла, могут привести к изменению изгибной жесткости ТВС ВВЭР-1000 и требуют экспериментального обоснования.

Литература

1. Enin A., Bezborodov Y., Pluzhnikov D. Improvement of VVER-1000 FA Design and Manufacturing Techniques: The Basic Results of Operation VVER-1000 FA Made by JSC NCCP. – Proceedings of the 8-th International Conference on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 26 September – 4 October 2009, Helena Resort, Bulgaria. PP. 201-209.
2. Шмелёв В.Д. Активные зоны ВВЭР для атомных станций. – М.: ИКЦ «Академкнига», – 2004. – 220 с.
3. Троянов В.М., Лихачёв Ю.И., Фоломеев В.И. Метод расчета продольно-поперечного изгиба бесчехловой ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатационных нагрузках // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 2. – С. 44-54.
4. Троянов В.М., Лихачёв Ю.И., Фоломеев В.И. Моделирование термомеханического поведения ТВС в составе активной зоны ВВЭР-1000 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 3. – С. 14-19.
5. Материалы работ межведомственной комиссии по выяснению причин застrevания ОР СУЗ на энергоблоках с ВВЭР-1000. Т. 1-8. – М.: Концерн «Росэнергоатом», 1996.
6. Поленок В.С., Павлов С.В., Смирнов В.П. и др. Исследования по проблеме, связанной с изгибом ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатации // Сб. докл. V Международной конференции по реакторному материаловедению. Димитровград, 8–12 сентября 1997. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998. – Т. 1. – Ч.1. – С. 47-58.
7. Павлов С.В., Поленок В.С., Смирнов В.П. Методика определения прогибов ТВС ВВЭР-1000 при поперечных нагрузлениях / Сб. трудов НИИАР. – 1998. – Вып. 3. – С. 85-93.
8. Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С. Неразрушающая диагностика состояния элементов активных зон ядерных реакторов. – Димитровград: ДИТИ НИЯУ МИФИ, 2015. – 320 с.
9. Марков Д.В., Павлов С.В., Новоселов А.Е. Топливо ВВЭР и РБМК нового поколения: результаты послереакторных исследований, обоснование надежности и работоспособности / Сб. докл. IX Российской конференции по реакторному материаловедению. Димитровград, 14–18 сентября 2009. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР». – 2009. – С. 24–46.
10. Pavlov S.V. Key Results of VVER-1000 Fuel Assemblies Post-Irradiation Examinations. – 10-th International Conference on VVER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support. 7-14 September 2013, Sandanski, Bulgaria. – PP. 213-227.
11. Самойлов О.Б., Кайдалов В.Б., Романов А.И. и др. Технические характеристики топливной сборки ТВСА ВВЭР-1000 / Сб. докл. VIII Российской конференции по реакторному

- материаловедению. Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР». – 2008. С. 4-12.
12. Molchanov V., Starikov A., Samoilov O. et al. Results of TVSA Fuel Assembly Development and 10-Year Operation in VVER-1000 Reactor Cores: Development Trends. – Proceedings of the VIII-th International Conference on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 26 September–4 October 2009, Helena Resort, Bulgaria. – PP. 191-200.
13. Рыжов С.Б., Мохов В.А., Васильченко И.Н. и др. Опыт разработки и результаты эксплуатации ТВС-2 и ТВС-2М / Сб. докл. IX Российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 14–18 сентября 2009 – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР». – 2009. – С. 46-52.
14. Новосёлов А.Е., Павлов С.В., Поленок В.С. и др. Состояние оболочек твэлов ВВЭР после шести лет эксплуатации // Физика и химия обработки материалов. – 2009. – № 2. – С. 24-32.
15. Поленок В.С., Марков Д.В., Жителев В.А. и др. Состояние и параметры твэлов ВВЭР с выгоранием топлива до 75 МВтЧс/т/кгУ / Сб. докл. VIII Российской конференции по реакторному материаловедению. Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР». – 2008. – С. 138-147.
16. Жителев В.А., Марков Д.В., Звир Е.А. и др. Изменение геометрических параметров ТВС ВВЭР-1000 с жестким каркасом при эксплуатации / Сб. докл. IX Российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 14–18 сентября 2009 – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР». – 2009. – С. 121-129.
17. Markov D.V., Pavlov S.V., Novoselov A. Ye. et al. New Generation VVER and RBMK Fuel: Results of Post-irradiation Examinations, Justification of Operational Reliability. – Proceedings of 2010 LWR Fuel Performance/TopFuel/WRFPM Orlando, Florida, USA, September 26–29, 2010. Paper 006. – PP. 504-512.
18. Молчанов В.Л., Панюшкин А.К., Железняк В.Н. и др. Итоги создания и задачи дальнейшего совершенствования ТВС альтернативной конструкции для реактора ВВЭР-1000 / Сб. докл. VI Российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 11–15 сентября 2000. В 3-х томах. Т. 2. ч. 1. – Димитровград, 2001. – С. 53-66.
19. Tyukin V. Operational Experience of Fuel Assembly TVS-2 at Balakovo NPP. – Proceedings of the VIIth International Conference on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 17–21 September 2007, Albena Congress Center, Bulgaria. – PP. 139-145.
20. Molchanov V., Starikov A., Samoilov O. et al. Results of VVER-1000 TVSA Operation and Tendencies for Design Development. – Proceedings of the VII-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 17–21 September 2007, Albena Congress Center, Bulgaria. – PP. 218-222.

Поступила в редакцию 10.05.2016 г.

Автор

Павлов Сергей Владленович, научный руководитель ООО НПФ «Сосны»,
доктор техн. наук
E-mail: pavlov@sosny.ru

IN-SERVICE CHANGE IN THE FLEXURAL RIGIDITY OF THE VVER-1000 FUEL ASSEMBLIES

Pavlov S.V.

Sosny R&D Company

4a Dimitrov Ave, Dimitrovgrad, Ulyanovsk reg., 433507 Russia

ABSTRACT

In-service dimensional stability of the VVER-1000 reactor fuel assemblies (FA) depends to a great extent on their flexural rigidity. A decrease in the flexural rigidity in the process of the FA operation in the reactor may lead to such FA bowing as will make it difficult for the absorber rods of the reactor control and protection system to move in the FA guide channels. This is not admissible from the point of view of the reactor operation safety.

This paper describes a method and a facility for the hot cell testing of the irradiated VVER-1000 FA flexural rigidity. The method is based on measurements of the FA bowing induced by cross-sectional loading. The load applied to the spacer grids is perpendicular to the grid ribs, and the FA bowing is measured optically using a TV camera. The facility can also be used to test the flexural rigidity of the FA skeleton after all of the fuel rods are removed. Several tens of VVER-1000 FAs with a burnup of ~ 4 to ~ 65 MW·day/kgU were tested by Dimitrovgrad Research Institute of Atomic Reactors. The generalization and an analysis of the test results have made it possible to identify the major factors that contribute to the in-service change in the flexural rigidity of the VVER-1000 FAs and to determine the experimental dependence of its change on burnup.

It has been shown that an increase in the burnup causes the flexural rigidity of TVSA and TVS-2 FAs with a rigid skeleton to decrease to the minimum value of 5 kgf/mm, the burnup being 45 to 50 MW·day/kgU, and then to start growing again. It has been found out that it is the fuel bundle, specifically the change in the force of the fuel rod compression in the spacer grid, that is responsible for the change in the FA flexural rigidity. The maximum TVSA and TVS-2 FA bowing is in the range of 8 to 11 mm while the burnup is 48 to 63 MW·day/kgU. The newly adopted TVSA and TVS-2 FA designs have contributed to the safe operation of the VVER-1000 control and protection system's absorber rods.

Key words: fuel assembly, fuel rod, VVER, flexural rigidity, fuel burnup, spacer grid, FA skeleton, FA bowing.

REFERENCES

1. Enin A., Bezborodov Y., Pluzhnikov D. Improvement of VVER-1000 FA Design and Manufacturing Techniques: The Basic Results of Operation of VVER-1000 FA Made by JSC NCCP. – Proceedings of the VIIIth International Conference on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 26 September – 4 October 2009, Helena Resort, Bulgaria, pp. 201-209.
2. Shmelev V. VVER Cores for Nuclear Power Plants. Moscow. IKTs Akademkniga Publ., 2004 (in Russian).
3. Troyanov V., Lykhachev Yu., Folomeev V. Method for Calculating the Longitudinal and Transverse Bowing of VVER-1000 FAs Induced by Operational Loads. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2002, no. pp. 44-54 (in Russian).

4. Troyanov V., Lykhachev Yu., Folomeev V. Modeling of the Thermal and Mechanical Behavior of FAs as Part of the VVER-1000 Reactor Core. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2002, no.3, pp. 14-19 (in Russian).
5. Proceedings of the Interdepartmental Committee for Identification of Causes for the Control Rod Sticking at VVER-1000 Units. V. 1-8. Moscow. Rosenergoatom Concern Publ., 1996 (in Russian).
6. Polenok V., Pavlov S., Smirnov V., Smirnov A., Markov D. Studies on the Problem Concerned with the VVER-1000 Fuel Assembly Bending During Operation. Proc. of the Vth Interindustry Conference on Reactor Material Science. Dimitrovgrad, 8-12 September 1997. Dimitrovgrad. JSC SSC RIAR Publ., 1998, v. 1, part 1, pp. 47-58 (in Russian).
7. Pavlov S., Polenok V., Smirnov V. Procedures to Measure the VVER-1000 Fuel Assembly Bending Caused by Transverse Loads. *Collection of JSC SSC RIAR papers*, 1998, v. 3, pp. 85-93 (in Russian).
8. Pavlov S., Sukhikh A., Sagalov S. Nondestructive Examination of Nuclear Reactor Internals. Dimitrovgrad. DITI MEPhI Publ., 2015, 320 p. (in Russian).
9. Markov D., Pavlov S., Novosyolov A. New Generation VVER and RBMK Fuel: Results of Post-Irradiation Examination, Justification of Reliability and Operability. Proc. of the IXth Russian Conference on Reactor Material Science. Dimitrovgrad, 14-18 September 2009. Dimitrovgrad. JSC SSC RIAR Publ., 2009, pp. 24-46 (in Russian).
10. Pavlov S. Key Results of WWER-1000 Fuel Assemblies Post-Irradiation Examinations. Proc. of the Xth International Conference on WWER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support. 7-14 September 2013, Sandanski, Bulgaria, pp. 213-227.
11. Samoylov O., Kaydalov V., Romanov A., Falkov A., Shishkin A. Technical Specifications of the VVER-1000 TSVA Fuel Assembly. Proc. of the VIIIth Russian Conference on Reactor Material Science]. Dimitrovgrad. JSC SSC RIAR Publ., 2008, pp. 4-12 (in Russian).
12. Molchanov V., Starikov A., Samoilov O., Kaidalov V., Falkov A., Romanov A., Shishkin A. Results of TVSA Fuel Assembly Development and 10-Year Operation in VVER-1000 Reactor Cores: Development Trends. Proceedings of the VIIIth International Conference on VVER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support. 26 September – 4 October 2009, Helena Resort, Bulgaria, pp. 191-200.
13. Ryzhov S., Mokhov V., Vasilchenko I., Kobelev S., Vjalitsyn V., Kushmanov S., Semiglazov S., Turkin A., Makhin V. Development Experience and Operation Results of TVS-2 and TVS-2M. Proc. of the IXth Russian Conference on Reactor Material Science. Dimitrovgrad, 14-18 September 2009. Dimitrovgrad. JSC SSC RIAR Publ., 2009, pp. 46-52 (in Russian).
14. Novosyolov A., Pavlov S., Polenok V., Markov D., Zhitelev V., Kobylyanskij G., Kostyuchenko A., Volkova I. State of the VVER Fuel Assembly Claddings after Six Years of Operation. *Fizika i himiya obrabotki materialov*. 2009, no. 2, pp. 24–32 (in Russian).
15. Polenok V., Markov D., Zhitelev V., Perepelkin S., Kobylyanskij G. Volkova I. State and parameters of VVER fuel rods with a burnup of up to 75 MW·day/kgU. Proc. of the VIIIth Russian Conference on Reactor Material Science. Dimitrovgrad. JSC SSC RIAR Publ., 2008, pp. 138-147 (in Russian).
16. Zhytelev V., Markov D., Zvir E., Polenok V., Shevlyakov G. In-service change in the geometry of VVER-1000 fuel assembly with a rigid skeleton. Proc. of the IXth Russian Conference on Reactor Material Science. Dimitrovgrad, 14-18 September 2009. Dimitrovgrad. JSC SSC RIAR Publ., 2009, pp. 121-129 (in Russian).
17. Markov D.V., Pavlov S.V., Novoselov A. Ye., Polenok V.S., Zhitelev A.V., Zvir Ye.A., Chesanov V.V., Kobylyansky G.P. New Generation VVER and RBMK Fuel: Results of Post-irradiation Examinations, Justification of Operational Reliability. Proceedings of 2010 LWR Fuel Performance / TopFuel / WRFP. Orlando, Florida, USA, September 26–29, 2010. Paper 006, pp. 504-512.

18. Molchanov V., Panyushkin A., Zheleznyak V., Samoylov O., Kuul V., Kurylev V. Creation of Alternative Fuel Assemblies for the VVER-1000 Reactor. Results and Further Tasks Related to the FA Improvement. Proc. of the VIth Russian Conference on Reactor Material Science. Dimitrovgrad, 11-15 September 2000. In 3 volumes. V. 2. Part 1. Dimitrovgrad, 2001, pp. 53-66 (in Russian).
19. Tyukin V. Operational Experience of Fuel Assembly TVS-2 at Balakovo NPP. Proceedings of the VIIth International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 17-21 September 2007. Albena Congress Center, Bulgaria, pp. 139-145.
20. Molchanov V., Starikov A., Samoilov O., Kaidalov V., Shishkin A., Falkov A. Results of WWER-1000 TVSA operation and tendencies for design development. Proc. of the VIIth International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 17-21 September 2007. Albena Congress Center, Bulgaria, pp. 218-222.

Author

Pavlov Sergej Vladlenovich, Scientific Supervisor, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: pavlov@sosny.ru

ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМОВ С НАРУШЕНИЕМ УСЛОВИЙ ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ СО СТОРОНЫ ВТОРОГО КОНТУРА ВВЭР-1000

В.И. Белозеров*, Е.Н. Ботько, М.М. Жук*****

* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

** Республиканское унитарное предприятие «Белорусская атомная электростанция»
231201, Респ. Беларусь, Гродненская обл., г. Островец, площадка строительства АЭС

*** Нововоронежская АЭС
396071, Воронежская обл., г. Нововоронеж



Современный ядерный реактор представляет собой сложную систему для исследования и расчета которой недостаточно использовать простые теоретические модели. Теплогидравлические расчеты являются необходимой составной частью большинства конструкторских и технологических разработок в атомной энергетике. Поскольку в условиях АЭС не может быть реализован традиционный для техники путь проверки и уточнения результатов и выводов априорного анализа на основе промышленных испытаний, в ряде случаев средством исследования и прогноза параметров теплогидравлических процессов в циркуляционном контуре реактора являются вычислительные эксперименты с применением компьютерного моделирования.

Основная задача работы – расчет и исследование режимов с нарушением условий охлаждения реакторной установки со стороны второго контура с реактором ВВЭР для определения соответствия рассчитанных параметров приемочным критериям, установленным нормативной документацией.

На базе программных кодов RELAP-5, TRAC, TRACE смоделированы и исследованы режимы работы реакторной установки при нарушении условий охлаждения со стороны второго контура реактора ВВЭР-1000. Приведены результаты анализа режима с закрытием стопорных клапанов турбогенератора. Полученные зависимости позволили определить максимальные значения давлений и температур в циркуляционном контуре, а также оценить минимальные запасы до кризиса теплообмена. Установлено, что при возникновении каждого из исходных событий происходит срабатывание систем безопасности согласно уставкам, переходные процессы стабилизируются во времени, запас до кризиса кипения на оболочках твэлов обеспечивается. Следовательно, в случае внештатной ситуации, связанной с рассматриваемыми в работе режимами, безопасность реакторной установки будет обеспечена.

Ключевые слова: режим, нарушение теплоотвода, реакторная установка, давление, стопорный клапан, кризис кипения, коэффициент запаса.

© В.И. Белозеров, Е.Н. Ботько, М.М. Жук, 2016

ВВЕДЕНИЕ

Одной из важнейших проблем атомной энергетики является обеспечение эксплуатационной безопасности действующих и проектируемых АЭС. В этой проблеме вопросы обеспечения теплогидравлической надежности активной зоны водоохлаждаемых энергетических реакторов некипящего (ВВЭР, PWR) и кипящего (РБМК, BWR) типов занимают особое место [1 – 5]. Кроме того, история атомной энергетики свидетельствует о том, что недостаток знаний в области теплообмена на поверхности твэлов и гидродинамики является наиболее частой причиной возникновения и развития тяжелых аварий на АЭС. Поэтому исследование теплофизических и теплогидравлических процессов в ядерных энергетических установках создает необходимую основу для принятия решений, касающихся вопросов безопасного проектирования, ремонта и эксплуатации АЭС.

Неизбежность совершенствования и продления срока эксплуатации действующих АЭС, разработка проектов нового поколения с пассивными системами безопасности и др., требуют углубленного расчетного анализа штатных и переходных режимов, проектных и запроектных аварий на АЭС с применением расчетных кодов. В первую очередь это обусловлено тем, что в условиях АЭС не может быть реализован традиционный для техники путь проверки и уточнения результатов и выводов расчетов на основе промышленных испытаний.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

За последние 30 лет были разработаны передовые вычислительные инструменты для моделирования поведения различных систем ЯЭУ во время реальных и гипотетических переходных сценариев (TRAC, RELAP-5, TRACE, ATHLET и др.) [6 – 12]. В основу математической модели машинных программ RELAP-5 и TRAC (TRACE) положено полностью негомогенное и частично неравновесное описание теплогидравлики двухфазного потока [6 – 7]. Принципиальным допущением является предположение о том, что одна из фаз двухфазного потока находится в состоянии насыщения. Как правило, в состоянии насыщения находится возникающая или исчезающая фаза. Так в пузырьковом режиме двухфазного потока считается насыщенной паровая фаза, а в дисперсном режиме – жидккая [3].

Для описания теплогидравлических процессов используется система уравнений, содержащая основные законы сохранения для трехмерного нестационарного течения двухфазной среды [2].

Уравнение сохранения полной энергии смеси:

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l e_l + \alpha\rho_g e_g]}{\partial\tau} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l e_l \mathbf{V}_l + \alpha\rho_g e_g \mathbf{V}_g] = -P\nabla \cdot [(1-\alpha)\mathbf{V}_l + \alpha\mathbf{V}_g] + g_{wl} + g_{wg} + g_{dl} + g_{dg}, \quad (1)$$

где α – объемная доля газовой фазы или истинное объемное паросодержание; ρ_l – плотность жидкости; ρ_g – плотность газа; e_g , e_l – удельная внутренняя энергия газа и жидкости соответственно; P – давление; \mathbf{V}_l , \mathbf{V}_g – векторы скорости жидкости и газа; $g_d = g_{dl} + g_{dg}$ – мощность, поступившая непосредственно в газовую или жидкую среду (без процесса переноса тепла теплопроводностью); $g_w = g_{wl} + g_{wg}$ – удельная (на единицу объема среды) скорость теплопередачи от стенки отдельно к жидкости или газу; индексы g и l соответственно означают газовую смесь как фазу в целом и жидкость как фазу.

Уравнение энергии газа (газовой фазы):

$$\frac{\partial(\alpha\rho_g e_g)}{\partial\tau} + \nabla \cdot (\alpha\rho_g e_g \mathbf{V}_g) = -P \frac{\partial\alpha}{\partial\tau} - P\nabla \cdot (\alpha\mathbf{V}_g) + g_{wg} + g_{dg} + g_{gl} + g_{ig} + \Gamma h'_v, \quad (2)$$

где g_{ig} – межфазный теплоперенос за счет теплоотдачи между фазами; g_{gl} – теплофазового перехода за счет скрытой теплоты парообразования; Γ – скорость межфазного массопереноса; h'_v – удельная энталпия пара в объеме (если пар конденсируется) или удельная энталпия пара на линии насыщения (если жидкость испаряется); индекс v означает «перегретый» или «сухой насыщенный» пар.

Уравнение закона сохранения массы жидкой фазы:

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l]}{\partial\tau} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l \mathbf{V}_l] = -\Gamma. \quad (3)$$

Уравнение закона сохранения массы газовой фазы (пары воды и неконденсируемый газ):

$$\frac{\partial(\alpha\rho_g)}{\partial\tau} + \nabla \cdot (\alpha\rho_g \mathbf{V}_g) = \Gamma. \quad (4)$$

При записи законов сохранения использовано общепринятое соглашение о знаке скорости межфазного перехода: для уравнения (4) она положительна, а для уравнения (3) – отрицательна.

Полагается, что полная плотность газовой смеси и энергия являются суммой компонентов – водяного пара и неконденсируемого газа

$$\rho_g = \rho_v + \rho_a,$$

где ρ_v – плотность пара; ρ_a – плотность неконденсируемого газа;

$$\rho_g e_g = \rho_v e_v + \rho_a e_a.$$

Предполагается, что справедлив закон Дальтона для смесей, поэтому

$$P = P_v + P_a,$$

где P_v – парциальное давление пара; величина P_a фактически задает состав смеси.

Уравнение закона сохранения импульса жидкой фазы:

$$\begin{aligned} \frac{\partial \mathbf{V}_l}{\partial\tau} + \mathbf{V}_l \cdot \nabla \mathbf{V}_l &= -\frac{1}{\rho_l} \nabla P + \frac{c_i}{(1-\alpha)\rho_l} (\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l) |\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l| - \\ &- \frac{\Gamma^-}{(1-\alpha)\rho_l} (\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l) - \frac{c_{wl}}{\alpha\rho_l} \mathbf{V}_l |\mathbf{V}_l| + \mathbf{g}, \end{aligned} \quad (5)$$

где Γ^- – минимум между Γ и 0; c_i – межфазный коэффициент трения; c_{wl} – коэффициент трения о стенку (индекс l означает трение для жидкой фазы); \mathbf{g} – вектор силы тяжести.

Уравнение закона сохранения импульса газовой фазы:

$$\begin{aligned} \frac{\partial \mathbf{V}_g}{\partial\tau} + \mathbf{V}_g \cdot \nabla \mathbf{V}_g &= -\frac{1}{\rho_g} \nabla P + \frac{c_i}{(1-\alpha)\rho_g} (\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l) |\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l| - \\ &- \frac{\Gamma^+}{(1-\alpha)\rho_g} (\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l) - \frac{c_{wg}}{\alpha\rho_g} \mathbf{V}_g |\mathbf{V}_g| + \mathbf{g}, \end{aligned} \quad (6)$$

где Γ^+ – максимум между Γ и 0; c_{wg} – коэффициент трения о стенку парогазовой фазы (индекс g).

Система из шести уравнений (1 – 6) имеет шесть независимых переменных: давление (P), истинное объемное паросодержание (α), температуры газовой и паровой фаз (T_g, T_l), и скорости фаз ($\mathbf{V}_g, \mathbf{V}_l$).

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Принимается допущение, что все компоненты газовой смеси имеют одинаковую температуру и движутся с той же скоростью (в условиях механического и теплового равновесия), что и пар.

Кроме того, наличие растворимой примеси (борная кислота) в кодах учитывается введением дополнительного уравнения закона сохранения массы растворимой примеси, движущейся с потоком жидкой фазы и не влияющей на ее гидродинамику [2].

Необходимым условием обеспечения безаварийной работы АЭС является обеспечение соответствия между количеством тепла, выделяемым в активной зоне, и отводимым в парогенераторах. Возникновение внештатной ситуации такой, как нарушение теплоотвода со стороны второго контура, ведет к повышению давления во втором контуре, увеличению температуры теплоносителя на входе в реактор и уменьшению минимального запаса до кризиса теплообмена в активной зоне.

Определение коэффициентов запаса при любом инженерном расчете является одной из главных задач при определении надежности конструкции. Наступление кризиса кипения для ядерного реактора считается недопустимым. Уменьшение коэффициента запаса повышает вероятность выхода твэлов из строя, а его увеличение – повышает теплотехническую надежность твэлов, но снижает выработку электроэнергии и увеличивает постоянную составляющую затрат.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Среди режимов с нарушением условий охлаждения реакторной установки со стороны второго контура были рассмотрены

- отключение турбогенератора от системы;
- закрытие отсечного клапана парогенератора;
- прекращение подачи питательной воды;
- отключение подогревателя питательной воды высокого давления.

Анализ режимов выполнялся на номинальной мощности реакторной установки В-320 и работе всех систем и оборудования в соответствии с проектными уставками и блокировками [3 – 5].

В случае потери внешней электрической нагрузки наблюдается временное несоответствие между количеством тепла, вырабатываемым в ядерном реакторе, и отводимым из второго контура на турбину. Продолжительность такого несоответствия (между вырабатываемым и отводимым теплом) и, как следствие, отклонение от их номинальных значений зависят от работы системы автоматического регулирования.

Потеря внешней электрической нагрузки, может быть обусловлена различными причинами: неисправности в электрических цепях как самой станции, так и за ее пределами – в механической части турбогенераторов и вспомогательных систем, в системе автоматического регулирования и защиты турбин. Кроме того, сброс электрической нагрузки может произойти в результате ошибочных действий операторов [13 – 20].

В режиме закрытия стопорных клапанов турбогенератора наблюдается повышение давления в первом и втором контурах. Наложение на этот режим режима полного обесточивания собственных нужд АЭС опасно не только с точки зрения достижения максимальных давлений, но и с точки зрения нарушения надежного охлаждения активной зоны реактора [1, 19, 20].

Рассматриваемые режимы очень близки по характеру возмущения, однако режим закрытия стопорных клапанов характеризуется несколько более резким возмущением по нагрузке, поскольку в режиме потери внешней электрической нагрузки первоначально разгрузка турбины происходит до уровня собственных нужд (пример-

но 5% расхода пара от номинального значения). Поэтому при обосновании безопасности достаточно рассмотреть режим с несколько более резким возмущением – закрытие стопорных клапанов турбины.

Исследовались два варианта протекания режима закрытия стопорных клапанов турбогенератора.

Первый вариант. Закрытие стопорных клапанов с учетом отказа ускоренной разгрузки блока и впрыска в компенсатор давления с напора главного циркуляционного насоса (ГЦН) без наложения обесточивания АЭС. После закрытия стопорных клапанов повышается давление во втором контуре, что приводит к открытию БРУ-А и срабатыванию аварийной защиты (А3). Прекращение отбора пара от парогенератора приводит к увеличению параметров теплоносителя в первом контуре. Этим обусловлено кратковременное снижение расхода теплоносителя на начальном этапе, что отражено на рис. 1.

Высокая температура теплоносителя на выходе из реактора (около 328.5°C) и отказ впрыска в компенсатор давления (КД) вызывают повышение давления в первом контуре, максимальное значение которого, равное 17.79 МПа, достигается на 12.6 с процесса.

При повышении давления в первом контуре до 17.5 МПа на 10.8 с появляется сигнал на срабатывание А3. Мощность реактора снижается до уровня остаточных тепловыделений. После срабатывания А3 давление в первом контуре снижается. Работа теплоэлектронагревателей КД (ТЭН КД) повышает давление в первом контуре и в дальнейшем стабилизирует его. За счет работы насосов подпитки и регулятора уровня уровень в КД поддерживается на значении, соответствующем мощности реактора. Отношение максимального давления в первом контуре к расчетному (17.6 МПа) составляет 1.01.

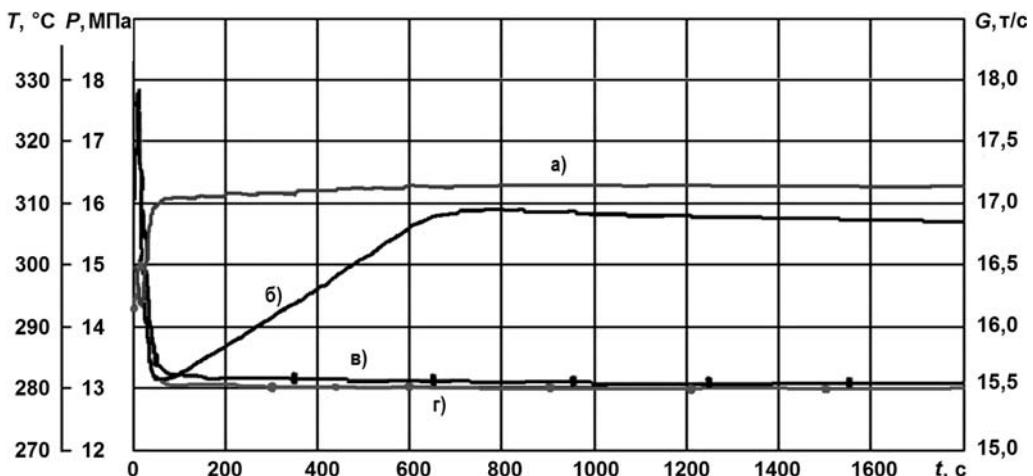


Рис. 1. Изменение параметров первого контура (вариант № 1): а) – расход теплоносителя через реактор; б) – давление в первом контуре; в) – температура на выходе из реактора; г) – температура на входе в реактор

Закрытие стопорных клапанов турбогенератора приводит к резкому повышению давления во втором контуре. Повышение давления вызывает открытие на 1.3 с процесса БРУ-К, а на 4.0 с – БРУ-А. Максимальное значение давления второго контура достигается на 10.5 с и составляет примерно 7.65 МПа. Работой БРУ-А и БРУ-К давление во втором контуре снижается. После закрытия на 38.0 с БРУ-А давление поддерживается равным давлению регулирования БРУ-К. По повышению давления во втором контуре до 6.86 МПа срабатывает предупредительная защита первого рода. Отношение максимального давления во втором контуре к расчетному (7.84 МПа)

составляет 0.98.

Из графика рис. 2 следует, что минимальное значение коэффициента запаса до кризиса теплообмена составляет 1.31 примерно на 10.9 с процесса.

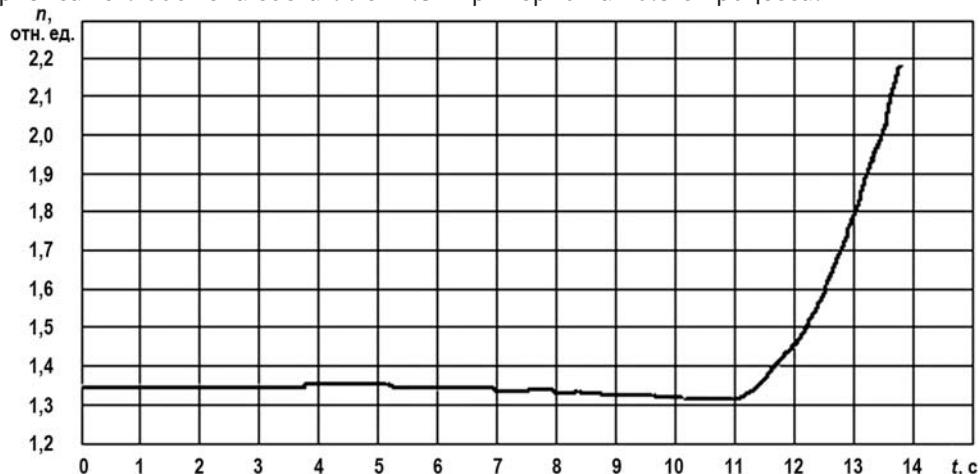


Рис. 2. Зависимость минимального коэффициента запаса до кризиса теплообмена от времени (вариант №1)

Таким образом, в рассматриваемом режиме достигаемые значения температур и давлений, а также значения минимального коэффициента запаса до кризиса кипения далеки от предельных значений, поэтому ухудшение обстановки (без дополнительных отказов) не происходит.

Второй вариант. Закрытие стопорных клапанов турбогенератора с одновременным наложением обесточивания АЭС. После закрытия стопорных клапанов повышается давление во втором контуре, что приводит к открытию БРУ-А и контрольных импульсных предохранительных устройств парогенераторов (ИПУ ПГ). В результате обесточивания АЭС отключается основная и вспомогательная питательная вода в парогенераторы (происходит снижение уровня), отключаются ГЧН, не работают БРУ-К, система подпитки-продувки первого контура, впрыск и ТЭН КД. По сигналу обесточивания собственных нужд с задержкой две секунды автоматически осуществляется ступенчатый запуск систем безопасности.

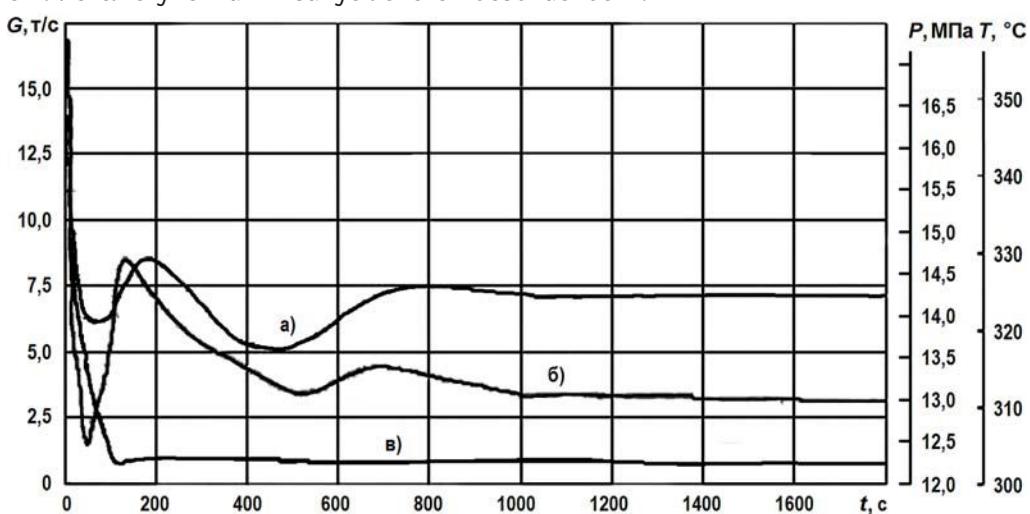


Рис. 3. Изменение параметров первого контура (вариант №2): а) – давление на выходе из активной зоны; б) – расход теплоносителя через реактор; в) – максимальная температура оболочек твэлов

Ухудшение теплообмена между первым и вторым контуром, а также обесточивание ГЦН приводят к увеличению давления и температуры в первом контуре, как показано на рис. 3. По сигналу отключения ГЦН срабатывает АЗ. Через 120 с после обесточивания АЭС в парогенераторы начинает подаваться питательная вода от аварийных питательных электронасосов, после чего уровень в них (в парогенераторах) восстанавливается до номинального и поддерживается постоянным.

Вследствие отключения ГЦН происходит резкое уменьшение расхода теплоносителя через активную зону реактора, что приводит к повышению давления в первом контуре и температуры на выходе из реактора. Максимальное значение давления в первом контуре достигается на 5.0 с процесса и составляет 16.27 МПа. После этого давление в первом контуре снижается и после переходного процесса, вызванного влиянием второго контура, стабилизируется. Отношение максимального давления в первом контуре к расчетному (17.6 МПа) составляет 0.93.

Закрытие стопорных клапанов турбогенератора приводит к резкому повышению давления во втором контуре. Повышение давления вызывает открытие на 3.3 с БРУ-А, а на 11.2 с – контрольных ИПУ ПГ. Максимальное значение давления второго контура достигается на 11.7 с и составляет примерно 8.24 МПа. Работа БРУ-А и ИПУ ПГ снижает давление во втором контуре. После закрытия на 22.3 с ИПУ ПГ давление поддерживается равным давлению регулирования БРУ-А. Отношение максимального давления во втором контуре к расчетному (7.84 МПа) составляет 1.05.

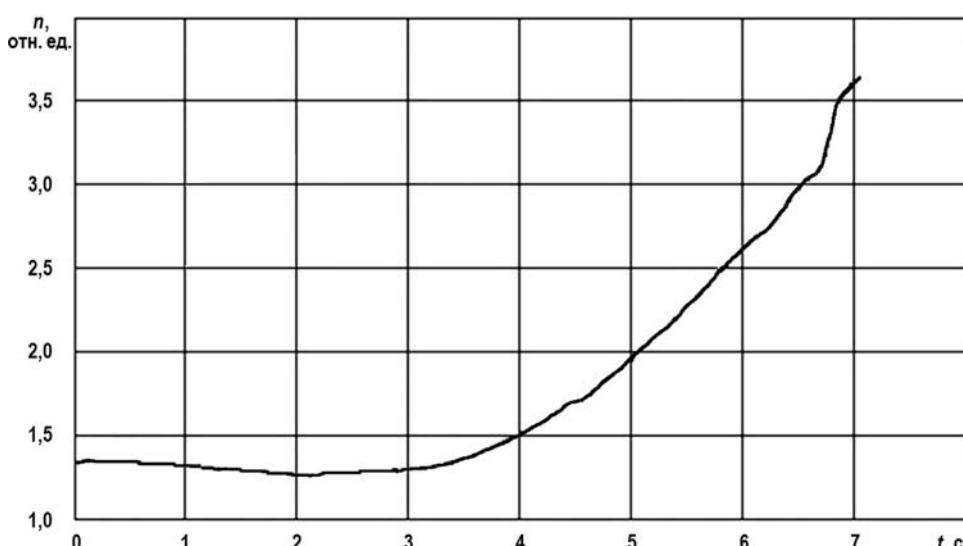


Рис. 4. Зависимость минимального коэффициента запаса до кризиса теплообмена от времени (вариант №2)

Из графика (рис. 4) установлено, что минимальное значение коэффициента запаса до кризиса теплообмена 1.27 достигается примерно на 2.1 с процесса.

Таким образом, в рассматриваемом режиме предельные значения исследуемых параметров не достигаются, следовательно, обеспечиваются целостность всех барьеров и требуемое охлаждение активной зоны реактора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам проведенного анализа установлено, что во всех рассматриваемых режимах, описанных смоделированными зависимостями, при возникновении каждого из исходных событий происходит

- срабатывание систем безопасности согласно уставкам;

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- стабилизация во времени переходных процессов;
- обеспечение запаса до кризиса кипения на оболочках твэлов.

Получены конкретные коэффициенты запаса до кризиса теплообмена. Поэтому можно утверждать, что в случае нештатной ситуации, связанной с рассматриваемыми в работе режимами, безопасность реакторной установки будет обеспечена.

Данную работу можно использовать как учебный материал для оперативного персонала, работающего на энергоблоках с реакторами ВВЭР-1000.

Литература

1. Белозеров В.И., Жук М.М., Кузина Ю.А., Терновых М.Ю. Физика и эксплуатационные режимы реактора ВВЭР-1000: Монография. – М.: НИЯУ МИФИ, 2014. – 291с.
2. Белозеров В.И., Сергеев В.В., Казанцев А.А., Поздняков А.Н., Канышев М.Ю. Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения персонала // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №2. С. 99-106.
3. Афров А.М., Андрюшечко С.А., Украинцев В.Ф. и др. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – М.: Университетская книга, Логос, 2006. – 488 С.
4. Логвинов С.А., Безруков Ю.А., Драгунов Ю.Г. Экспериментальное обоснование теплогоидравлической надежности реакторов ВВЭР. – Москва: ИКЦ «Академкнига», 2004 – 255 С.
5. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 296 С.
6. TRACEV5.0 Theorymanual. Field Equations, Solution Methods and Physical Models. DC 20555 – 0001. – 672 С.
7. RELAP5/MOD3 Code Manual, Volume 1: Code Structure, System Models, and Solution Methods, NUREG/CR-5535 – Idaho: National Engineering Laboratory, 1995. – 418 С.
8. Лойцянский Л.Г. Механика жидкости и газа: Учеб. для вузов. – 7-е изд., испр. – М.: Дрофа, 2003. – 840 С.
9. Брагин В.А., Батенин И.В., Голованов М.Н., Левин Г.А. Системы внутриреакторного контроля АЭС с реакторами ВВЭР/Под ред. Г.Л. Левина. М.: Энергоатомиздат, 1987. – 128 С.
10. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987 (April, 2003).
11. Open FOAM User Guide Version 1.6. 2009.
12. Open FOAM Programmer's Guide Version 1.6. 2009.
13. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975. – 559 С.
14. Фомичев М.С. Экспериментальная гидродинамика ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат. – 1989. – 246 С.
15. Абрамович Г.Н. Турбулентное смешение газовых струй. – М.: Наука. – 1974. – 272 С.
16. Абрамович Г.Н. Прикладная газовая динамика, т. 1. – М.: Наука. – 1987. – 537 С.
17. Ганев И.Х. Физика и расчет реактора / Под ред. академика Н.А. Долежаля. Изд. 2. – М.: Энергоатомиздат, – 1992.
18. Петухов Б.С., Генин Л.Г. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Изд. 3. – М.: Издательство МЭИ. – 2003.
19. Харрер Дж.М. Техника регулирования ядерных реакторов / Под ред. И.Я. Емельянова. – М.: Атомиздат. – 1967.
20. Каплар Ш.Е., Лисицин И.С., Марков П.В., Марчихина Н.А. Разработка расчетной модели и анализ некоторых переходных процессов в РУ КЛТ-40С с использованием кода SERPENT // Ядерная энергетика. – 2009. – №1. – С. 39-47.

Поступила в редакцию 06.04.2016 г.

Авторы

Белозеров Владимир Иванович, доцент кафедры «Теплофизика», канд. техн. наук,
E-mail: V.I.Belozerov@iate.obninsk.ru

Ботько Евгений Николаевич, машинист насосных установок цеха обеспечивающих систем РУП «Белорусская АЭС»

E-mail: Jeffrey_4@mail.ru

Жук Михаил Михайлович, ведущий инженер-физик отдела ядерной безопасности и надежности НВ АЭС

E-mail: zhook1956@yandex.ru.

UDC 621.039.586

STUDY OF REGIMES WITH DISTURBANCE OF THE CONDITIONS OF COOLING THE REACTOR PLANT FROM THE SIDE OF THE SECONDARY CIRCUIT OF REACTOR VVER

Belozerov V. I. *, Botko E.N. **, Zhuk M.M. ***

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 240040 Russia

** Republican Unitary Enterprise «Byelorussian Nuclear Power Plant»

Platform for Construction of NPP, Ostrovets, Grodno reg., 231201 Republic Byelarus

***Novоворонеж NPP

Novоворонеж, Voronezh reg., 396071 Russia

ABSTRACT

Heathydraulic calculations are a necessary component of the majority of design and technological development in nuclear power. As in the conditions of the NPP the way of check, traditional for equipment, and specification of results and conclusions of the aprioristic analysis on the basis of industrial tests can't be realized, in some cases means of research and the forecast of parameters of heathydraulic processes in a circulating contour of the reactor are researches with application of heathydraulic program codes.

Calculation and study of regimes with the disturbance of the conditions of cooling the reactor plant from the side of secondary circuit with the reactor VVER is placed with basic task in the work, using the computer program codes, for the purpose of the determination of the correspondence of the calculated parameters by the established normative documentation to reception criteria.

On the base of the program codes RELAP-5, TRAC, TRACE were modelled and investigated the regimes of the work of reactor plant with the disturbance of cooling conditions from the side of the secondary circuit of reactor VVER-1000.v to article they were given the results of the analysis of regime with closing of the check valves of turbogenerator. the dependences obtained they made it possible to determine the maximum values of pressures and temperatures in the circulation loop, and to also estimate minimum reserves to the crisis of heat exchange. as a result established that with the appearance of each of the initial events occurs the wear and tear of security systems according to settings, transient processes are stabilized in the time, reserve to the crisis of boiling on the shells FUEL ELEMENT is ensured. consequently, in the case of the not on the staff situation, connected with in question in the work regimes, the safety of reactor plant will be provide ford.

Key words: regime, disturbance of heat with drawal, reactor plant, pressure, stop valve, crisis of boiling, stock coefficient.

REFERENCES

1. Belozerov V.I., Zhuk M.M., Kuzina Yu.A., Ternovykh M. Yu. *Physics and operational modes of the VVER-1000 reactor*. Moscow. MEPhI Publ. 2014. 291 p. (in Russian).
2. Belozerov V.I., Sergeev V.V., Kazantsev A.A., Pozdnyakov A.N., Kanyshhev M. Yu. Neutron-physical and thermohydraulic model VVER-1000 for the instruction of personnel. *Izvestia Vissishikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2008, no. 2, pp. 99–106 (in Russian).
3. Afrov A.M., Andriushechko S.A., Ukraincev V.F., Vasil'ev B.Yu., Kosourov K.B., Semthenrov Yu.M., Kokosadze E.L., Ivanov E.A. *VVER-1000: Physical Bases of Operation, Nuclear Fuel, Safety*. Moscow. Universitybook, Logos Publ. 2006. 488 p. (in Russian).
4. Logvinov S.A., Bezrukov Yu.A., Dragunov Yu.G. *An Experimental Ground of Thermo hydraulic Reliability of Reactors VVER*. Moscow. IKTC Akademkniga Publ. 2004. 255 p. (in Russian).
5. Kuznetsov Yu.N. *Heat Exchange in a Problem of Safety of Nuclear Reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989. 296 p. (in Russian).
6. TRACEV5.0 Theory Manual. Field Equations, Solution Methods and Physical Models. DC 20555 – 0001. 672 p.
7. RELAP5/MOD3 Code Manual, Vol. 1: Code Structure, System Models, and Solution Methods, NUREG/CR-5535. Idaho: National Engineering Laboratory. 1995. 418 p.
8. Loytsyanskiy L.G. *Mechanics of Liquid and Gas: The Textbook for Higher Education Institutions*. The 7-th edition corrected. Moscow. Drofa Publ., 2003. 840 p. (in Russian).
9. Bragin V.A., Batenin I.V., Golovanov M.N., Levin G.L. *Systems of Intra Reactor Monitoring of the NPP with VVER Reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1987. 128 p. (in Russian).
10. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987 (April, 2003).
11. Open FOAM User Guide Version 1.6. 2009.
12. Open FOAM Programmer's Guide Version 1.6. 2009.
13. Idelchik I.E. *Reference book on hydraulic resistances*. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1975. 559 p. (in Russian).
14. Fomichev M.S. *The Experimental Hydrodynamics of Nuclear Power Stations*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989. 246 p. (in Russian).
15. Abramovich G.N. *Turbulent Mixture of Gas Jets*. Moscow. Nauka Publ., 1974. 272 p. (in Russian).
16. Abramovich G.N. *Applied Gas Dynamics*. Vol.1. Moscow. Nauka Publ., 1987. 537 p. (in Russian).
17. Ganev I.H. *Physics and Calculation of the Reactor*. Ed. by N.A. Dolezhal. Edition 2-nd. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1992. 496 p. (in Russian).
18. Petuhov B.S., Genin L.G. *Heat Exchange in Nuclear Power Stations*. Edition 3-rd. Moscow. MEI Publ., 2003. 548 p. (in Russian).
19. Harrer J.M. *Technology of Regulation of Nuclear Reactors*. Ed. by I.Y. Yemelyanov. Moscow. Atomizdat Publ., 1967. 492 p. (in Russian).
20. Kaplar Sh. E., Lisitsin I.S., Markov P.V., Marchikhina N.A. Development of Calculated Model and the Analysis of Some Transient Phenomenon's in the Reactor KLT-40S With Use of the SERPENT Code. *The Nuclear power engineering*. 2009, no. 1, pp. 39-47.

Authors

Belozerov Vladimir Ivanovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: V.I.Belozerov@iate.obninsk.ru

Bot'ko Evgenij Nikolaevich, Machinist of Pumping Stations of RUE «Byelorussian NPP»
E-mail: Jeffrey_4@mail.ru

Zhuk Mihail Mihajlovich, Chief Engineer-Physicist
E-mail: zhook1956@yandex.ru.

МЕТОДИКА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРОГРАММНО-ТРЕНАЖЕРНЫХ СРЕДСТВ ПРИ ИЗУЧЕНИИ СПЕЦИАЛЬНЫХ ДИСЦИПЛИН

О.Л. Ташлыков*, С.Е. Щекlein*, Г.П. Титов*, Д.А. Носов*, А.М. Тучков**

* Уральский федеральный университет, 620002, Екатеринбург, ул. Мира, 19.

** Белоярская АЭС, г. Заречный



Рассмотрено практическое использование программно-тренажерных средств при подготовке специалистов для атомной энергетики и их роль в формировании у выпускника профессиональных и профессионально-специализированных компетенций.

Кафедра «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» УрФУ имеет специальную учебно-материальную базу по подготовке специалистов для АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. В учебном процессе активно используются программно-тренажерные средства (расчетные программы ГЕФЕСТ, Joker, Syntes, аналитический тренажер БН-800 и другие). При проведении научно-исследовательских работ студенты используют различные системы автоматизированного моделирования. В статье рассмотрены структура и элементы тренажерного комплекса БН-800, обеспечивающего тренировки по управлению технологическими процессами реакторного, турбинного отделений энергоблока. Описаны способы управления технологическими процессами, средства контроля и визуализации протекания процессов в реакторе и системах АЭС. Приведено описание математических моделей, с помощью которых осуществляется моделирование и имитация в реальном времени нейтронно-физических, теплофизических и теплогидравлических процессов в схеме энергоблока.

Рассмотрено использование аналитического тренажера на примере выполнения лабораторной работы «Маневрирование мощностью реакторной установки БН-800», в которой изучаются режимы управления мощностью реакторной установки (РУ) в диапазоне 100 – 80 – 100% от номинальной.

Ключевые слова: ядерная энергетика, ядерная энергетическая система, реактор на быстрых нейтронах, подготовка персонала, аналитический тренажер.

ВВЕДЕНИЕ

Перспективная крупномасштабная ядерная энергетика должна обладать гарантированной безопасностью, экономической устойчивостью и конкурентоспособностью, отсутствием ограничений по сырьевой базе на длительный период времени, экологической устойчивостью (малоотходностью). Этим условиям могут удовлетворить ядерные энергетические системы (ЯЭС) с реакторами-размножителями на быстрых нейтронах с жидкокометаллическим теплоносителем [1].

© О.Л. Ташлыков, С.Е. Щекlein, Г.П. Титов, Д.А. Носов, А.М. Тучков, 2016

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

Россия обладает многолетним опытом в области сооружения и эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, базой развития которых является Белоярская АЭС. Более 36-ти лет успешно эксплуатируется БН-600, осуществляется этап освоения номинальной мощности энергоблока с реактором БН-800. В настоящее время разрабатывается проект реактора БН-1200, который может быть использован в ЯЭС четвертого поколения с замыканием ЯТЦ [2].

Одним из основных условий успешной реализации данного инновационного направления развития атомной энергетики является подготовка высококвалифицированных специалистов по эксплуатации и обслуживанию систем и оборудования энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах [3]. При этом активное использование программно-тренажерных средств является обязательной частью образовательного процесса, позволяющей эффективно влиять на качество подготовки специалистов.

МЕТОДЫ И СРЕДСТВА

Кафедра «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» была основана в 1961 г. в Уральском политехническом институте (ныне Уральский федеральный университет) в связи со строительством Белоярской АЭС. Сооружение энергоблока №3 с реактором БН-600 актуализировало необходимость специализации подготовки выпускников кафедры для эксплуатации быстрых реакторов. Уникальность технологии быстрых реакторов потребовала специфического подхода к подготовке специалистов и специальной материально-технической базы, создание которой проходило при активной поддержке руководства Белоярской АЭС и концерна Росэнергоатом [4, 5].

Многолетний опыт по подготовке специалистов для атомной энергетики определил необходимость активного применения программно-тренажерных средства обучения. На кафедре «Атомная энергетика» УрФУ создан комплекс специфических программно-тренажерных средств, включающий в себя

- аналитические симуляторы ТОМАС-1А и ТОМАС-2, позволяющие моделировать нормальные, переходные и аварийные режимы работы энергоблоков с ВВЭР-1000 и РБМК-1000 соответственно [6];
- расчетный код Корсар, предназначенный для расчетных анализов нестационарных процессов в контурах АЭС с ВВЭР в стационарных, переходных и аварийных режимах;
- комплекс программ ГЕФЕСТ для нейтронно-физических расчетов реактора типа БН в многогрупповом диффузационном приближении в трехмерной гексагональной геометрии;
- комплекс программ Joker для расчетного обоснования безопасной эксплуатации АЭС с реактором БН-600;
- программный комплекс Syntes для нейтронно-физического и теплогидравлического расчетов быстрых реакторов;
- аналитический тренажер БН-800.

Помимо этого для повышения эффективности подготовки специалистов активно реализуется принцип «Обучение через науку», подразумевающий организацию образовательного процесса на базе решения реальных задач атомной энергетики.

При выполнении научно-исследовательских работ, дипломных проектов на кафедре «Атомные станции и ВИЭ» используются различные стандартные системы автоматизированного моделирования [7, 8]. В проводимых совместно со специалистами АО «Институт реакторных материалов» с 2011 г. расчетно-экспериментальных исследованиях по оптимизации состава гомогенных радиационно-защитных мате-

риалов используются высокопрецизионные расчетные коды, реализующие метод Монте-Карло [9, 10]. При реализации сложных математических задач (например, использование метода динамического программирования для маршрутной оптимизации работ в нестационарных радиационных полях [11]) привлекаются специалисты и вычислительные ресурсы Института механики и математики УрО РАН [12].

Учитывая важность тренажерной подготовки специалистов для обеспечения безопасности АЭС, в 2008 г. кафедра приобрела аналитический тренажер БН-800, разработанный ЭНИМЦ «Моделирующие системы» (г. Обнинск), позволяющий моделировать различные эксплуатационные режимы энергоблока, в том числе переходные и аварийные (рис. 1).



Рис. 1. Занятия на аналитическом тренажере БН-800

Особую значимость тренажер имел для опережающей подготовки эксплуатационного персонала строящегося энергоблока, позволяющей подготовить необходимое количество специалистов к его пуску. В дальнейшем тренажер будет использоваться для текущей подготовки, переподготовки и повышения квалификации специалистов для БН-800 [13].

Тренажерный комплекс состоит из пяти рабочих станций, двух серверов (основного и резервного), принтера и сетевого коммутатора. Все технические средства тренажера связаны локальной сетью. Каждая рабочая станция включает в себя два графических монитора, клавиатуру, мышь.

Одна станция является рабочим местом инструктора, остальные – автоматизированными рабочими местами оператора. Рабочая станция инструктора отличается от других наличием специального инструкторского формата и специальной панели управления тренажером. С рабочего места инструктора осуществляются запуск модели и управление всей работой на тренажёре, включая задание отказов и воздействия «удаленного» управления (по месту).

Станция оператора имитирует автоматизированное рабочее место (АРМ) оперативного персонала энергоблока. Каждая из них может служить рабочим местом операторов по управлению реактором, парогенераторами или турбинной установкой.

Вся необходимая информация о состоянии технических средств блока представ-

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

ляется оператору на экранах мониторов. Управление техническими средствами и технологическим процессом производится при помощи мыши. Все механизмы (насосы, регуляторы, арматура и т.д.) управляются при помощи пиктограмм и кнопок, расположенных на всплывающих окнах управления.

Необходимая информация (значения технологических параметров в цифровой форме и состояние насосов, регуляторов, арматуры и т.д.) представляется оператору на графических форматах, вызываемых на экран при помощи системы навигации. С этих форматов оператор управляет технологическими средствами блока. Для наблюдения и изучения развития характерных процессов используются графики (рис. 2).

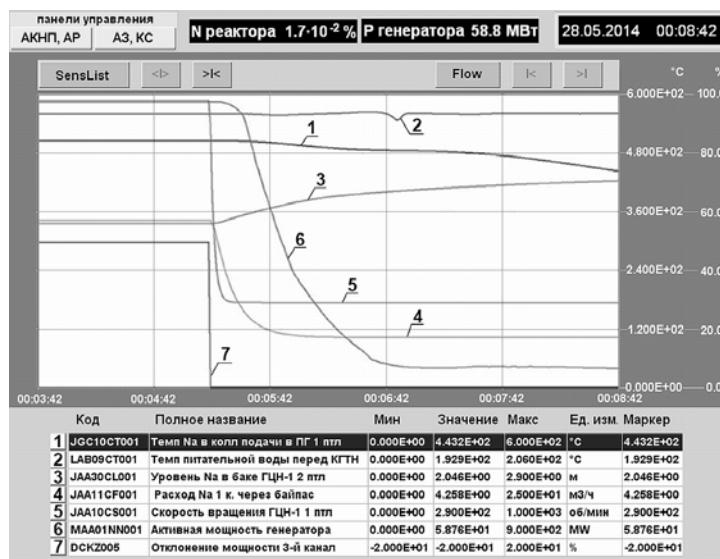


Рис. 2. Изменение параметров при срабатывании быстродействующей аварийной защиты

В нижней части экрана расположена панель навигации, на которой размещены кнопки системы навигации, кнопки-сигнализаторы и кнопки-переходы. На верхней панели расположены сенсоры наиболее важных технологических параметров энергоблока, две кнопки вызова форматов системы управления и защиты реактора (СУЗ). Оператор может вызвать обобщенный формат, формат сигналов аварийной, предупредительной и технологической сигнализации, предыдущий формат и т.п. на любой монитор тренажера.

Формат «Сигнализация» предназначен для своевременной регистрации и оповещения оператора о любых неисправностях и отклонениях в работе блока. Все сигналы по степени важности разбиты на три уровня: аварийная, предупредительная и технологическая сигнализации. Появление сигналов первого и второго уровней сопровождается звуковыми сигналами, которые отключаются автоматически через 3 – 5 с.

Ключевым графическим форматом является обобщенный формат (рис. 3), с которого осуществляется доступ ко всем остальным графическим форматам. На экране обобщенного формата можно ознакомиться со схемой энергоблока [14], отслеживать основные параметры (давление и температура) в ключевых точках, состояние насосов и положение задвижек.

Моделирование технологических процессов в схеме энергоблока осуществляется с помощью комплекса моделей (первого, второго контуров, турбоустановки и т.д.). Тренажер имеет полные и точные математические модели, имитирую-

щие в реальном времени все нейтронно-физические, теплофизические и тепло-гидравлические процессы энергоблока, а также всю логику систем управления и автоматики.

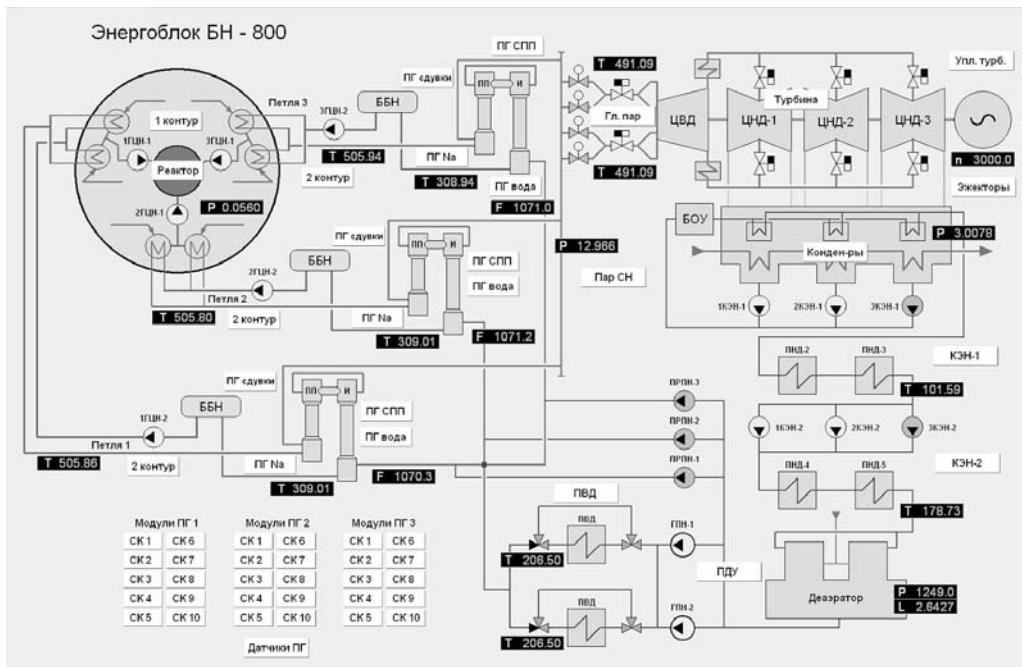


Рис.3. Обобщенный графический формат

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Аналитический тренажер БН-800 был разработан в 2008 г. на основании технических условий на его изготовление и проектных технологических параметров энергоблока с реактором БН-800. В 2008 – 2015 гг. совместно со специалистами Белоярской АЭС на кафедре «Атомные станции и ВИЭ» были разработаны методические указания по проведению комплекса лабораторных работ по основным направлениям подготовки оперативного персонала. Первая лабораторная работа посвящена получению начальных навыков работы на тренажере.

Тренажер обеспечивает

- первоначальную подготовку, переподготовку и поддержание квалификации оперативного персонала и персонала инженерной поддержки АЭС;
- тренировки по управлению технологическим процессом реакторного, турбинного и электротехнического отделений энергоблока и контроль за его состоянием в нормальных и аварийных режимах;
- моделирование переходных процессов и поиск корневых причин аварийных ситуаций, имевших место на АЭС;
- проверки правильности действий персонала в переходных режимах, описанных в эксплуатационных инструкциях;
- формирование у персонала более глубокого понимания физических процессов, протекающих в управляемом объекте;
- верификацию симптомно-ориентированных инструкций;
- разработку учебно-методического обеспечения.

В настоящее время совместно со специалистами Белоярской АЭС разрабатываются методические указания по выполнению следующих лабораторных

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

работ на тренажере.

1. Перекомпенсация компенсирующих органов СУЗ (имитация работы регулирующего стержня в режиме до перекомпенсации; последовательное извлечение на заданную высоту всех органов компенсации реактивности; поддержание мощности реактора на заданном уровне; перевод регулирующего стержня в автоматический режим).
2. Метод относительного взвешивания (метод сравнения) (определение относительной эффективности всех или группы перемещаемых стержней СУЗ в миллиметрах ответного перемещения регулирующего стержня; поддержание мощности реактора на заданном уровне).
3. Отключение одной из теплоотводящей петель (снижение частоты вращения одного ГЦН первого контура ниже уставки; срабатывание сигнала отключения петли; ввод в активную зону регулирующих стержней; перевод всех ГЦН на пониженную частоту вращения; поддержание мощности реактора на заданном уровне).
4. Моделирование нестационарного режима, связанного с несанкционированным извлечением стержней СУЗ (компенсирующих и регулирующих, с максимальной скоростью).

Рассмотрим учебно-практическое применение аналитического тренажера БН-800 на примере лабораторной работы, посвященной маневрированию мощностью установки.

Целью работы является изучение режима маневрирования мощностью реакторной установки (РУ) БН-800. В реальном времени необходимо снизить мощность РУ до 80%, а затем поднять ее до номинального уровня с шагом в 5%.

Ход выполнения работы включает в себя проведение подготовительных перед снижением мощности реактора операций, заключающихся в разгрузке ПВД 1, 2 по пару до снижения температуры питательной воды после ПВД с 206 до 190 – 195°C. Разгрузка ПВД по пару производится поочередным прикрытием задвижек подачи пара отбора от ТГ. Скорость снижения температуры питательной воды при этом не должна превышать 30°C/ч.

Выполнение работы осуществляется по единому алгоритму, включающему в себя изменение мощности реактора с помощью автоматического регулятора нейтронной мощности АР-1 или АР-2 путем воздействия на $N_{\text{зад}} \text{ 1APM}$ или $N_{\text{зад}} \text{ 2APM}$ (рис. 4).



Рис. 4. Автоматические регуляторы нейтронной мощности АР-1 и АР-2

Изменение мощности реактора производится ступенями по 5% с заданной скоростью. При этом регулятору давления пара в ГПК задается уставка на поддержание давления острого пара в соответствии с указаниями инструкции.

В процессе изменения мощности реактора на форматах первого и второго контуров производится коррекция оборотов ГЦН первого и второго контуров до требуемых значений (рис. 5). При изменении мощности реактора на 5% $N_{\text{ном}}$ на форме АКНП делается выдержка для стабилизации теплотехнических параметров (температуры натрия на входе-выходе промежуточного теплообменника, парогенератора, острого пара и т.д.) и производится запись их значений с проверкой соответ-

ствия заданным (регламентированным) на данном этапе.

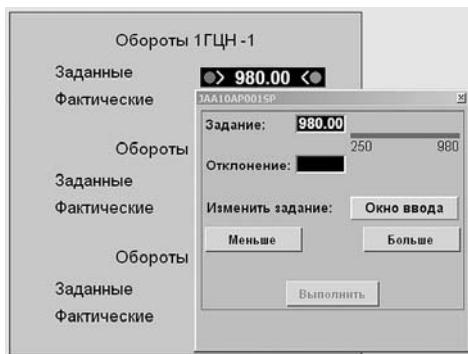


Рис. 5. Окно управления оборотами 1ГЧН-1

На последнем этапе работы при достижении 100% $N_{ном}$ поочередным открытием задвижек подачи пара отбора от турбины производится подключение ПВД 1, 2 по пару до подъема температуры питательной воды после ПВД до номинального значения в 206°C на панели управления ПВД.

Лабораторная работа дает представление о том, какое количество параметров необходимо в реальном времени отслеживать и своевременно регулировать в соответствии с технологическим регламентом, насколько многофакторной является работа оператора на реальной АЭС.

Тренажер позволяет решать ряд важных задач, повышающих качество подготовки специалистов для атомной энергетики за счет проведения индивидуальных и групповых занятий под руководством преподавателя; отработку интеллектуальных и моторных навыков управления оборудованием и слаженности действий операторов при выполнении работ в сложных технологических процессах и т.д.

ВЫВОДЫ

1. Использование программно-тренажерных средств при обучении студентов кафедры «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» повышает качество подготовки специалистов для атомной энергетики.
2. Обучение на тренажерах помогает оператору освоить безошибочное выполнение алгоритмов управления, приемы анализа информации, понимать хронологию событий.
3. Обучение на тренажере имеет особую значимость для опережающей подготовки эксплуатационного персонала головного энергоблока, позволяющей подготовить необходимое количество специалистов к его пуску.

Литература

1. Tashlykov O., Shcheklein S., Seseikin A., Chentsov A., Nosov Y., Smyshlaeva O. Ecological features of fast reactor nuclear power plants (NPPs) at all stages of their life cycle. // WIT Transactions on Ecology and the Environment. – 2014. – Vol. 190. – No. 2. – PP. 907-918.
2. Ташлыков О.Л., Щекlein С.Е. Экологическое прогнозирование в ядерной энергетике XXI века // Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология». – 2015. – № 8-9 (172-173). – С. 50-58
3. Ташлыков О.Л., Щекlein С.Е., Карпенко А.И., Бельтюков А.И., Тучков А.М. Опыт подготовки специалистов для инновационной ядерной энергетики / XIV Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров»: тезисы докладов. Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ. – 2015. – С. 54-57.
4. Ташлыков О.Л., Щекlein С.Е. Новые технологии подготовки специалистов для инновационного энергоблока АЭС с реактором БН-800 / Новые образовательные технологии в

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

вузе: сб. материалов VII Международной научно-методической конференции, 8 – 10 февраля 2010 г. В 2-х частях. Часть 2. Екатеринбург: ГОУ ВПО «УГТУ-УПИ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», 2010. С.401-406.

5. Щеклеин С.Е., Ташлыков О.Л., Велькин В.И., Шастин А.Г., Дементьев В.Н., Маркелов Н.И., Сорокин Ю.И. Опыт сотрудничества концерна «Росэнергоатом» и Уральского государственного технического университета в области подготовки специалистов для технического обслуживания и ремонта оборудования АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – №3. – С.121-129.

6. Ташлыков О.Л., Носов Д.А. Использование симуляторов «ТОМАС-1», «ТОМАС-2» для моделирования переходных режимов, вызванных нарушениями в ремонте оборудования АЭС / XI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров – 2009»: тезисы докладов, Обнинск, 29 сентября – 2 октября 2009 г. в 2 – т. Т. 2. – Обнинск: НОУ «ЦИПК». – 2009. – С. 67-68.

7. Ташлыков О.Л., Наумов А.А., Щеклеин С.Е. Моделирование процесса замораживания натрия в трубопроводах с целью оптимизации ремонта реакторных установок на быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 2. – С. 21-26.

8. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Климова В.А., Наумов А.А. Моделирование виртуальных радиационных полей // Дистанционное и виртуальное обучение. – 2011. – №4. – С.24-34.

9. Russkikh I.M., Seleznev E.N., Tashlykov O.L, Shcheklein S.E. Experimental and Theoretical Study of Organometallic Radiation-Protective Materials Adapted to Radiation Sources with a Complex Isotopic Composition // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – Vol. 78. – No. 12. – PP. 1451-1456.

10. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Лукьяненко В.Ю., Михайлова А.Ф., Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов А.В. Оптимизация состава радиационной защиты // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 4. – С. 36-42.

11. Балушкин Ф.А., Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Чеблоков И.Б., Щеклеин С.Е., Ченцов А.Г. Использование метода динамического программирования для оптимизации демонтажа оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации, с целью минимизации облучения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 4. – С. 169-176.

12. Григорьев А.М., Иванко Е.Е., Ченцов А.Г., Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Решение задач маршрутной оптимизации применительно к радиационно опасным объектам с использованием суперкомпьютера «Уран» В книге: Безопасность АЭС и подготовка кадров. – 2011. – С. 103-105.

13. Щеклеин С.Е., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Борисова Е.В., Носов Д.А. Использование компьютерных технологий в УГТУ-УПИ при подготовке специалистов для атомной энергетики // Дистанционное и виртуальное обучение. – 2009. – №9. – С. 4-16.

14. Бельтиюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. В 2 ч. Ч. 1 / Под общ. ред. С.Е. Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ. – 2013. – 548 с.

Поступила в редакцию 04.05.2016 г.

Авторы

Ташлыков Олег Леонидович, доцент, канд. техн. наук
E-mail: otashlykov@list.ru

Щеклеин Сергей Евгеньевич, зав. кафедрой, профессор, доктор техн. наук
E-mail: s.e.shcheklein@urfu.ru

Титов Геннадий Павлович, научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

Носов Даниил Антонович, зав. лабораторией

Тучков Андрей Михайлович, зам. главного инженера Белоярской АЭС, канд. техн. наук

UDC 621.039

METHODS FOR USING COMPUTER TRAINING FACILITIES IN STUDIES OF SPECIAL DISCIPLINES

Tashlykov O.L.* , Shcheklein S.E.* , Titov G.P.* , Nosov D.A.* , Tuchkov A.M.**

* Ural Federal University. 19 Mira ave., Yekaterinburg, 620002, Russia

** Beloyarskaya NPP

ABSTRACT

The paper considers the practical use of computer training facilities in training of personnel for nuclear power industry and their role in forming professional and special professional competences of graduating students.

The Ural Federal University's Department of Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources possesses special training facilities for training of personnel for nuclear power plants with fast neutron reactors. Software tools and simulators, such as GEFEST, Joker and Syntes codes, a BN-800 analytical simulator and others, are heavily involved in the training process. A variety of computer-aided simulation systems is used by students for research projects.

The paper considers the structure and the components of the BN-800 training system used for training in control of the power unit's reactor and turbine department processes. It also describes process control techniques and the reactor and NPP process control and visualization tools. Mathematical models are described, which are used for real-time modeling and simulation of the power unit's neutronic, thermal-physical and thermal-hydraulic processes.

The use of the analytical simulator is illustrated by a laboratory research project entitled «BN-800 Reactor Power Maneuvering», which investigates the reactor facility power control modes in a power range of 100 – 80 – 100% of the rated power.

Key words: nuclear power industry, nuclear power system, fast neutron reactor, personnel training, analytical simulator.

REFERENCES

1. Tashlykov O., Shcheklein S., Sesekin A., Chentsov A., Nosov Y., Smyshlaeva O. Ecological features of fast reactor nuclear power plants (NPPs) at all stages of their life cycle. *WIT Transactions on Ecology and the Environment*. 2014, v. 190, no. 2, pp. 907-918.
2. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E. Ekologicheskoye prognozirovaniye v yadernoy energetike XXI veka [Ecological forecasting in the nuclear power industry of the 21st century]. International scientific journal *Alternativnaya energetika i ekologiya*. 2015, no. 8-9 (172-173), pp. 50-58 (in Russian).
3. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Karpenko A.I., Bel'tukov A.I., Tuchkov A.M. Opyt podgotovki spetsialistov dlya innovatsionnoy yadernoy energetiki [Experience in training of personnel for innovative nuclear power]. XIVth Mezhdunarodnaya konferentsiya «Bezopasnost AES i podgotovka kadrov» [The 14th Int. Conf. «NPP Safety and Personnel Training】. Ochninsk, 2015, pp. 54-57 (in Russian).
4. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E. Novye tekhnologii podgotovki spetsialistov dlya innovatsionnogo energobloka AES s reaktorom BN-800 [New technologies for training of personnel for an innovative NPP unit with a BN-800 reactor]. Novye obrazovatelnye tekhnologii v vuze: sbornik materialov nauchno-metodicheskoy konferentsii [The 7th Int. Scient. Conf. «New Educational Technologies in Higher School»], 8-10 February 2010. In 2 parts. Part 2. Yekaterinburg: SEI HPE Ural State Technical University. 2010, pp. 401-406 (in Russian).
5. Shcheklein S.E., Tashlykov O.L., Velkin V.I., Shastin A.G., Dementev V.N., Markelov N.I., Sorokin Y.I. Opyt sotrudничества концерна «Rosenergoatom» i Uralskogo Gosudarstvennogo Tekhnicheskogo Universiteta v oblasti podgotovki spetsialistov dlya tekhnicheskogo obsluzhivaniya i remonta oborudovaniya AES [Experience of cooperation of Rosenergoatom

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

Concern and the Ural State Technical University in the field of personnel training for the maintenance and repair of the NPP equipment]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2004, no. 3, pp. 121-129 (in Russian).

6. Tashlykov O.L., Nosov D.A. Ispolzovaniye simulatorov TOMAS-1 and TOMAS-2 dlya modelirovaniya perekhodnykh rezhimov, vyzvannykh narusheniyami v remonte oborudovaniya AES [Use of the TOMAS-1 and TOMAS-2 simulators to model transients caused by failures in repair of the NPP equipment]. XI Mezhdunarodnaya konferentsiya «Bezopasnost AES i podgotovka kadrov – 2009» [The 11th Int. Conf. «NPP Safety and Personnel Training – 2009»]. Obninsk, 2009, v. 2, pp. 67-68 (in Russian).

7. Tashlykov O.L., Naumov A.A., Shcheklein S.E. Modelirovaniye processa zamorazhivaniya natriya v truboprovodakh s tselyu optimizatsii remonta reaktornykh ustanovok na bystrykh neytronakh [Modeling of the sodium freezing process in pipelines for the purpose of optimizing the repair of fast neutron reactor units]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2013, no. 2, pp. 21-26 (in Russian).

8. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Klimova V.A., Naumov A.A. Modelirovaniye virtualnykh radiatsionnykh poley [Modeling of virtual radiation fields]. *Distantionnoye i virtualnoye obuchenije.* 2011, no. 4, pp. 24-34 (in Russian).

9. Russkikh I.M., Seleznev E.N., Tashlykov O.L., Shcheklein S.E. Experimental and Theoretical Study of Organometallic Radiation-Protective Materials Adapted to Radiation Sources with a Complex Isotopic Composition. *Physics of Atomic Nuclei.* 2015, v. 78, no. 12, pp. 1451-1456.

10. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Lukyanenko V.Y., Mikhailova A.F., Russkikh I.M., Seleznev E.N., Kozlov A.V. Optimizatsiya sostava radiatsionnoy zashchity [Optimization of the radiation protection composition]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika,* 2015, no 4, pp. 36-42 (in Russian).

11. Balushkin F.A., Sesekin A.N., Tashlykov O.L., Cheblokov I.B., Shcheklein S.E., Chencov A.G. Ispolzovaniye metoda dinamicheskogo programmirovaniya dlya optimizatsii demontazha oborudovaniya energoblokov AES, vyvodimykh iz ekspluatatsii, s tseliyu minimizatsii oblucheniya [Using a dynamic programming method to optimize disassembly of the decommissioned NPP equipment for exposure minimization]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2009, No 4, pp. 169-176 (in Russian).

12. Grigoriev A.M., Ivanko E.E., Chencov A.G., Sesekin A.N., Tashlykov O.L., Shcheklein S.E. Resheniye zadach marshrutnoy optimizatsii primenitelno k radiatsionno opasnym obyektam s ispolzovaniyem superkompiyutera «Uran» [Solution of route optimization problems as applied to radiation hazardous installations using the Uran supercomputer]. XIIth Mezhdunarodnaya konferentsiya «Bezopasnost AES i podgotovka kadrov – 2011» [The 12th Int. Conf. «NPP Safety and Personnel Training – 2011»]. Obninsk, 2011, pp. 103-105 (in Russian).

13. Shcheklein S.E., Tashlykov O.L., Titiv G.P., Borisova E.V., Nosov D.A. Ispolzovaniye kompiuternykh tekhnologiy v UGTU-UPI pri podgotovke spetsialistov dlya atomnoy energetiki [Use of computer technologies at the Ural State Technical University in training of personnel for nuclear power industry]. *Distantionnoye i virtualnoye obuchenije,* 2009, no 9, pp. 4-16 (in Russian).

14. Bel'tukov A.I., Karpenko A.I., Poluyaktov S.A., Tashlykov O.L., Titov G.P., Tuchkov A.M., Shcheklein S.E. Atomnye elektrostantsii s reaktorami na bystrykh neytronakh s natriyevym teplonositelem [Nuclear power plants with fast neutron sodium cooled reactors]. In 2 parts, part 1. Ed. S.Ye. Shcheklein, O.L. Tashlykov. Yekaterinburg. Ural Federal University Publ., 2013, v. 1, 548 p. (in Russian).

Authors

Tashlykov Oleg Leonidovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: otashlykov@list.ru

Shcheklein Sergej Ewgen'evich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: s.e.shcheklein@urfu.ru

Titov Gennadij Pavlovich, Research Scientist, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

Nosov Daniil Antonovich, Head of Laboratory

Tuchkov Andrej Mihajlovich, Deputy Chief Engineer Belyarsk NPP

МЕТАНАУЧНЫЕ ОСНОВАНИЯ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМИ ЗНАНИЯМИ

В.А. Канке

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1*



Отмечается, что при разработке теории управления знаниями, в том числе, ядерными знаниями, недостаточно используются достижения метанауки. Особого внимания заслуживает феномен теории, ибо знания являются усвоенными людьми теориями. Нет таких знаний о субъектах и объектах, процессах или явлениях, которые не были бы представлениями теорий. В этой связи сначала излагаются основные положения метанауки, а затем они используются при характеристике 15-ти актуальных проблемных вопросов теории управления ядерными знаниями.

Управление внутритеоретическими концептами, т.е. принципами, законами и переменными, осуществляется посредством четырех методов, а именно, дедукции, эксперимента, индукции и корректировки исходных принципов. Управление теориями осуществляется посредством трех методов – проблематизации, инновации и интерпретации. Преумножение циклов управления теориями приводит к образованию интерпретационного ряда теорий. В его составе содержание каждой отдельной теории раскрывается с позиций самой развитой концепции. Делается вывод, что основной единицей знания является интерпретационный ряд теорий.

При характеристике актуальных проблем управления ядерными знаниями значительное место уделяется соотношению словесного и практического, а также тацитного и эксплицитного знаний. Рассматривается механизм осуществления дискурса, который приводит к выработке группового знания. Даётся характеристика статуса компетенций, умений и навыков носителей ядерного знания. Обсуждаются пути сохранения и развития теорий.

Ключевые слова: менеджмент знания, методы управления ядерными знаниями, метанаука, ряд теорий, компетенции.

ВВЕДЕНИЕ

С 2002 г. одним из приоритетных направлений деятельности Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) стало управление ядерными знаниями или, что то же самое, менеджмент ядерных знаний. [1]. В монографической серии публикаций, посвященных концепции управления ядерными знаниями (*nuclear knowledge management*, NKM), указанных на сайте МАГАТЭ, рассматриваются различные стороны указанной концепции [2 – 6], в частности, интересующие нас, в первую очередь, методологические аспекты [5]. Словарь терминов NKM, разработанный в рамках МАГАТЭ, открывается следующим определением: «Само управление знаниями определяется как интегральный, системный подход

© В.А. Канке, 2016

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

к идентификации, управлению и обмену знаниями организаций, позволяющий субъектам создавать новые знания коллективно и тем самым способствовать достижению целей этой организации. Управление знаниями помогает организации осознать и понять себя в соответствии со своим опытом. Конкретные мероприятия в области управления знаниями помогают организации лучше приобретать, хранить и использовать знания» [6, с. 1]. Это определение предваряется предупреждением, что все используемые в глоссарии определения относятся к менеджменту знания. Однако отмечается, «что если эти термины применяются или используются в других областях, то они могут иметь несколько отличающееся значение» [там же]. Сделанное разъяснение свидетельствует о том, что управление ядерными знаниями понимается как прикладная область менеджмента знания. Но в этой связи возникает известная коллизия. Дело в том, что менеджмент знания разработан применительно к экономике. Все выдающиеся менеджеры знания, в частности, П. Друкер, П. Сенге, И. Нонако и Х. Такеучи [7 – 9], тяготеют к экономическому знанию. Впрочем, свои выводы они представляли в терминах, нейтральных к различным областям знания. В результате создается впечатление, что им удалось разработать общую теорию менеджмента, которую можно приложить, например, к области ядерных технологий. В этом приходится сомневаться, особенно если учесть, что, как показано в [10], концептуальные и методологические основания менеджмента в целом, в том числе менеджмента знания, явно нуждаются в уточнении.

Итак, сегодня концептуальные и методологические токи к управлению ядерными знаниями идут, в основном, со стороны общего менеджмента знания. Но к нему можно продвигаться и со стороны теорий ядерных технологий. Когда знатоки ядерных технологий рассуждают об управлении знаниями, то они в той или иной степени непременно учитывают их специфический статус. К сожалению, и при таком подходе к управлению ядерными знаниями дает о себе знать явно недостаточная разработанность концептуальных и методологических оснований на этот раз технической науки (техникологии), в том числе ядерной [11].

По определению основания науки являются предметом мета науки. Так, основания математики изучаются в метаматематике, основателем которой был Д. Гильберт. К сожалению, как показала целая серия наших монографических исследований, мета научным исследованиям не уделяется должного внимания в каждой из двух десятков отраслей науки. С учетом сказанного мы сначала в тезисном виде знакомим читателя с основными выводами мета науки [12], с обязательством, что они применимы к теориям ядерных технологий. А затем уже в их свете рассматривается ряд актуальных положений управления ядерными знаниями.

Во избежание недоразумений отметим, что в статье речь не идет о так называемой философии науки. Современная философия науки является частью философии, представленной прежде всего аналитическими, герменевтическими и постструктураллистскими концепциями. В данной статье они не рассматриваются. Мета наука в отличие от философии не является особой отраслью науки.

ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ ОБЩЕЙ МЕТАНАУКИ

1. Знания – это усвоенные людьми теории и ничего более. В каком бы виде не выступало знание, например, в ментальном или языковом, оно является представлением теории.

2. Теория состоит из концептов и методов управления ими. Этими концептами являются принципы, законы и переменные. Они необходимы для создания

концептуальных образов субъектов, т.е. людей, обладающих сознанием, и объектов. Субъектами ядерной энергетики являются люди, объектами, например, энергетические установки и их оборудование. Основания теорий ядерных технологий представлены, в первую очередь, принципами безопасности, эффективности, надежности, безотказности, долговечности, живучести и ремонтопригодности. Переменными являются измеряемые характеристики объектов и субъектов. Законами являются соотношения между переменными, выражаемые уравнениями или неравенствами. Так, например, зависимость коэффициента полезного действия энергетической установки от температуры и давления теплоносителя является законом. В отличие от переменных законы и принципы не измеряются.

3. Принципы, законы и переменные управляются посредством четырех методов: дедукции, эксперимента, индукции (обработки данных) и корректировки исходных принципов. При управлении концептами часто используются операции абстрагирования и идеализирования. Они являются приемами упрощения, от них обычно освобождаются за счет неуклонного восхождения от более упрощенного к менее упрощенному.

4. Теории управляются посредством трех методов: проблематизации (выявляются некоторые затруднения старой концепции), инновации (изобретается новая теория) и интерпретации (старой теории посредством новой концепции). Развитая теория является ключом для понимания частично устаревшей теории. Менее развитая теория не позволяет выразить полное содержание более богатой концепции. В процессе многократного повторения цикла управления теориями образуются два ряда теорий: сначала проблемных, а затем интерпретированных, т.е. приведенных к общему знаменателю под эгидой самой развитой теории.

* Проблемный ряд теорий: $T_1(p_1) \rightarrow T_2(p_2) \rightarrow T_3(p_3)$, T_i – знак теории, p_i – знак проблемы.

* Интерпретационный ряд теорий: $T_3 \rightarrow T_2\{T_3\} \rightarrow T_1\{T_3\}$, где $\{\}$ – знак интерпретации. Запись $T_2\{T_3\}$ означает, что содержание теории T_2 интерпретировано с позиций теории T_3 .

Знание решающим образом упорядочивается посредством интерпретационных рядов теорий. Проиллюстрируем сказанное на примере электродинамики, где теории последовательно сначала Максвелла, затем Эйнштейна и Дирака образуют проблемный ряд теорий. Теория Дирака позволяет скорректировать содержание теорий как Эйнштейна, так и Максвелла. В итоге имеет место интерпретационный ряд теорий, а именно, электродинамика Дирака-Эйнштейна-Максвелла.

Разумеется, упорядочивание знания имеет место и в области ядерных технологий. Допустим, рассматриваются теории легководных, а также щелочных и тяжелых жидкокометаллических теплоносителей. Ясно, что придется иметь дело с эстафетой трех типов теорий, в частности, относящихся к натрий-калиевому или свинцово-висмутовому теплоносителю. Проблемная поступь теорий позволяет выявить и объяснить недостатки исходных теорий. В конечном счете, вдумчивый исследователь непременно выделяет интерпретационный ряд теорий.

5. Междисциплинарные связи реализуются посредством управления интерпретационными рядами теорий. Делается это вновь посредством проблематизации, инновации и интерпретации. Но теперь, например, техникологическая теория выступает не в своей первозданной чистоте, а вместе со своим привеском – вспомогательной и в этом смысле донорной теорией. Применительно к техникологической теории донорной теорией может быть, например, математическая, компьютерная, физическая или медицинская концепция.

АКТУАЛЬНЫЕ АСПЕКТЫ КОНЦЕПЦИИ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМИ ЗНАНИЯМИ В СВЕТЕ МЕТАНАУКИ

Размеры журнальной статьи не позволяют произвести ревизию всех проблемных аспектов концепции управления ядерными знаниями, но некоторые из них заслуживают хотя бы краткого освещения.

О концептуальной и методологической основе той концепции управления ядерными знаниями, которую пропагандирует МАГАТЭ. О ней трудно судить постольку, поскольку она в своих основаниях недоопределенна. В методологической части основополагающего документа [5, с. 17 – 24] декларируется идентификация знания, ее включение в системы неявного, имплицитного и эксплицитного знания, а затем обработка знания, его хранение и передача заинтересованным организациям и лицам. С этими выводами вполне можно согласиться, но им недостает научной основательности, ибо не определены ключевые концепты и методы, а также основная единица управления ядерными знаниями. Ею являются ядерно-технические интерпретационные ряды теорий. В 102-страничном документе термин «теория» используется всего четыре раза, причем в случайному контексте, не в связи с характеристикой методологии управления ядерными знаниями. Что касается семи методов управления знаниями, то они даже не упоминаются.

О природе знания, в том числе ядерного знания. Знания – это усвоенные людьми ряды теорий и отношения между ними или, более детально, концепты и методы управления ими, или еще детальнее, концепты объектов, субъектов, принципов, законов и переменных и методы управления ими, а именно, дедукция, эксперимент, индукция, корректировка исходных принципов, проблематизация, инновация и интерпретация. Недостаточно утверждать необходимость управления знаниями. Необходимо определить их почву, фундамент. Буквально во всех основополагающих документах МАГАТЭ отсутствует приемлемое определение знания. И это не случайно. Невозможно понять природу знания в отрыве от концепта теории. А он, как отмечается в предыдущем абзаце, не рассматривается.

Об объекте управления в менеджменте ядерного знания. Знания – это усвоенные людьми теории, следовательно, управлять необходимо именно теориями. Недопустимо желать управлять знаниями безотносительно к теориям.

О природе ядерных знаний. Ядерные знания – это ряды теорий и отношения между ними, разработанные в связи с развитием ядерных технологий.

О необходимости управления ядерными знаниями. В первую очередь эта концепция определяется не успехами современной науки и не особым статусом ядерных технологий, а природой человека. Человек по своей природе является концептуальным существом, которое как раз в силу своей природы управляет знаниями, в том числе и ядерными. В результате он совершенствует сам себя. На управлении знаниями настаивали уже древние греки, в частности, Аристотель, который использовал концепты дедукции и индукции. Разумеется, в наши дни актуальность необходимости управления знаниями стала как никогда ранее насущной. Как раз в этой связи необходимо уделить пристальное внимание метанаке.

О сохранении и развитии ядерного знания. Вполне правомерно ставить вопрос о сохранении ядерного знания. Отметим, однако, что смысл этого сохранения становится понятным именно благодаря метанаке. Сохранение знания в его первоначальном виде заводит в тупик, ибо в нем сконцентрированы не только достижения, но и заблуждения. Последние должны быть подвергнуты критике.

Исходные концепции сохраняются в преобразованном виде, а именно, будучи интерпретированными с позиций самой развитой теории. Исследователям всегда следует исходить из принципа актуальности зрелого знания, согласно которому именно наиболее развитая теория является ключом к пониманию частично устаревших теорий. Сохранение знания является необходимой стадией его развития, единственного противоядия против различного рода заблуждений.

Об истинности ядерного знания. В многочисленных трудах, посвященных управлению ядерными знаниями, не используется концепт истины. А между тем, будучи освобожденным от заблуждений, ядерное знание становится истинным. По определению истинным, но не в абсолютном, а относительном смысле, является знание, заключенное в интерпретационных рядах теорий и отношениях между ними.

О противопоставлении тацитного, имплицитного и эксплицитного знаний в ядерных технологиях. Указанное противопоставление занимает в управлении ядерными знаниями центральное место [5] но, как будет показано далее, совершенно напрасно. Указанная концепция была развита первоначально с общефилософских позиций М. Полани [13], а затем в контексте менеджмента И. Нонако и Х. Такеучи [9].

Полвека тому назад М. Полани развел апологетику тацитного знания (англ. *tacit knowledge*). Если знание выражено в приветствуемых в науке хорошо артикулируемых формах, то оно является эксплицитным. В противном случае оно признается имплицитным, крайней формой которого является тацитное, т.е. полностью невыразимое, знание. Примерами тацитного знания являются эмоции, практические действия, например, езда на велосипеде. По мнению М. Полани, тацитное знание, как правило, реализуется автоматически, а постигается опытным путем. В переводе на русский язык тацитное знание считается неявным. В действительности же тацитное знание демонстрируется и, следовательно, также является явным. Но демонстрируется тацитное знание последовательностью не слов, а, например, эмоций или практических действий. Театральные режиссеры учат артистов выражать свои состояния последовательностью чувств и эмоций, столь же упорно наставники спортсменов, например, легкоатлетов и пловцов, учат их последовательности действий. М. Полани прав – мы можем знать больше, чем только слова. Но мимо его внимания полностью прошло положение о том, что люди не могут знать больше, чем заключено в их теориях. Метанаука позволяет выявить ошибку М. Полани: неправомерно противопоставлять друг другу различные представления теории, в частности, языковые, чувственные, предметно-практические. Их смыслы задаются одной и той же теорией. Именно поэтому как раз на ней следует сосредоточить исследователям свое первостепенное внимание. М. Полани этого не сделал.

Теория М. Полани была использована И. Нонако и Х. Такеучи, сделавшим попытку объяснить принципиальное различие стратегий действия японских и западных, прежде всего американских, компаний. Американцы, мол, делают акцент на эксплицитном знании, японцы в отличие от них, дескать, более полно учитывают потенциал тацитного знания. По сути, И. Нонака и Х. Такеучи повторяют ошибку М. Полани, отнеся практическое знание к таинственной неявности.

Итак, суть дела состоит в следующем. Знания существуют в различных формах, например, в ментальных, словесных, предметно-практических. При этом любая из этих форм может быть более или менее артикулированной. Неправомерно считать практические знания неартикулированными. Разумеется, ментальные знания интимны, тем не менее, их артикулированность не остается тайной за семью печатями. О ней можно

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

судить косвенным образом, а именно, по степени артикулированности словесного и практического знаний.

Центральное место в управлении ядерными знаниями должны занимать не формы представления знания, а их концептуальное и методологическое содержание.

О соотношении знаний и навыков. Противопоставление знаний и навыков (англ. *knowledge and skills*) проходит красной линией через все руководящие документы, посвященные менеджменту знаний [см., например, 5, с. 6, 28, 56; 3, с. 1, 3, 10]. Между тем навыки являются формой представления знаний. Ясно поэтому, что их противопоставление знаниям несостоит. Критикуемое противопоставление указывает на то, что его сторонники неоправданно ограничивают потенциал знания. На наш взгляд, следует помнить, что ошибочное ограничение актуальности знания, всякого рода попытки противопоставить ему нечто иное приводят к опасному сближению с необразованностью.

О компетенциях. На основе представлений о знаниях и навыках часто определяют статус компетенций. «Компетенция определяется как надлежащий уровень знаний и навыков наряду с правильным профессиональным отношением к работе с тем, чтобы выполнять ее эффективно и безопасно» [3, с. 1]. Но дело в том, что само наличие актуальных знаний обеспечивает и надлежащий уровень знаний, и правильное отношение к профессиональным обязанностям, и выполнение требований эффективности и безопасности. Компетенции – это актуальные знания и ничего более. Отметим, что русскоязычные авторы часто пытаются разъяснить природу компетенций посредством указаний на знания, умения и навыки. В этом же контексте англоязычные авторы предпочтуют ссылки на знания, профессиональные отношения и навыки (англ. *knowledge, attitudes and skills*). Те и другие недооценивают актуальность института знания [14].

Об общих и специфических компетенциях. В [2, с. 8 – 9, 11] определяются общие и специфические компетенции, которыми должен обладать бакалавр или магистр, специализирующийся в области ядерного знания. Этот подход вызывает возражения постольку, поскольку компетенции определяются исходя из содержания определенных теорий, математических, физических, химических, технико-логических, экономических и т.п. Это правило не выполняется, а потому теряется связь с научными теориями. Разделить эти теории на общие и специфические едва ли возможно. Но если даже это было бы возможно, то следовало бы дать четкое определение общим и специфическим теориям.

Об оценке и развитии компетенций на регулярной основе. Эта задача ставится в [4, с. 32]. При этом не приводятся какие-либо сведения из области мета науки. Едва ли без нее возможна правильная постановка вопроса о компетенциях и, тем более, их развитии.

О природе группового знания. Менеджмент знания всегда учитывает статус не только индивидуального, но и группового знания. Крайне важно понимать процесс его формирования. В свете мета науки он реализуется следующим образом. Каждый субъект организации руководствуется своим набором теорий. Если субъект *A* предлагает вниманию субъекта *B* некоторое высказывание, то последний стремится встроить его в свою систему теорий. Если ему это удается, то он соглашается с ним. В противном случае субъект *B* отрицает высказывание субъекта *A* полностью или частично. Аналогичные действия совершает и субъект *A*, так или иначе реагирующий на высказывания субъекта *B*. Каждый из коммуникантов, сколько бы их не было, реализует циклы преумножения знания.

Единство коммуникантов не означает единобразия их рядов теорий. Разумеется, дискурс не оставляет эти теории в первоначальном виде. Чем успешнее

развивается дискурс, тем более тесной становится сеть теорий коммуникантов, тем больше у них точек соприкосновения, пересечения мнений. Как видим, возникает новое единство, которое субъект данной организации посредством своих собственных теорий выражает во взаимоотношениях с представителями других групп людей.

Отметим также, что знатоки менеджмента ядерного знания пока не обращаются к вопросу о статусе группового знания. Нет сомнений, что вскоре и он привлечет их внимание. Тогда им придется учитывать два господствующих подхода – герменевтический и постструктураллистский. Герменевты полагают, что в ходе дискурса достигается согласие коммуникантов [15]. Постструктуралисты, напротив, полагают, что между ними имеет место принципиальное несогласие, распрая [16]. Между тем, как показано выше, имеет место частичное согласие и частичное несогласие.

Об основной форме развития языковой компетенции. На наш взгляд, ею является интерактивный семинар. Впрочем, крайне важно как именно он проводится. Если модератор недостаточно основательно понимает концептуальное и методологическое устройство знания, то ему не удастся направить его в правильное русло.

О знаниевом характере групповых практик. Выше отмечалось, что неправомерно противопоставлять знаниям практики. В этой связи очевидно, что групповые практики являются формами группового знания. Каждый член коллектива использует некоторую последовательность предметных действий. Это все та же теория, но не в словесном, а в практическом виде. Члены организации перенимают друг у друга практические приемы, но не все, а только те, которые им удается успешно встроить в ряды своих собственных действий. Основной формой развития практической компетентности является такой практический обмен опытом работы, в процессе которого постоянно обращается внимание на теоретические смыслы совершаемых действий.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Усилия МАГАТЭ по развитию управления ядерными знаниями заслуживают всяческой поддержки. Они свидетельствуют об очевидном возрастании интереса к концептуальному и методологическому потенциалу теорий. Его изучение является задачей мета науки, которой до сих пор не уделялось должного внимания. В этой связи возникает интересная историческая аллюзия относительно специалистов в области управления ядерными знаниями. Они обратились к мета науке позже, чем их коллеги из области менеджмента знания, но у них есть возможность принять во внимание достижения и заблуждения своих предшественников. Как раз в этой связи вниманию читателей были предложены основные положения мета науки, непосредственно обращенные к актуальным запросам управления ядерными знаниями.

Литература

1. Strengthening the agency's activities related to nuclear science, technology and applications // International Atomic Energy Agency. General Conference. Resolution GC(46)/RES/11. September 2002. – 22 p.
2. Nuclear engineering education: a competence based approach to curricula development. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2014. – 39 p.
3. Status and trends in nuclear education. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2011. – 226 p.
4. Knowledge management and its implementation in nuclear organizations. – Vienna:

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

- International Atomic Energy Agency, 2016. – 52p.
5. Comparative analysis of methods and tools for nuclear knowledge preservation. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2011. – 102 p.
6. Nuclear knowledge management glossary. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2005. – 22 p.
7. Drucker P.F. The age of discontinuity: guidelines to our changing society. London: Transaction Publishers, 1968. – 394 p.
8. Senge P. The fifth discipline: the art and practice of the learning organization. New York: Doubleday, 1990. – 371 p.
9. Nonaka I., Takeuchi H. The knowledge-creating company: how Japanese companies create the dynamics of innovation. – New York: Oxford University Press, 1995. – 284 p.
10. Канке В.А. Философия менеджмента. – М.: Кнорус, 2010. – 392 с.
11. Канке В.А. История, философия и методология техники и информатики. – М.: Юрайт, 2013. – 409 с.
12. Канке В.А. Методология научного познания. – М.: Омега-Л, 2013. – 255 с.
13. Polanyi M. The tacit dimension. – Chicago: University of Chicago Press, 1966. – 108 p.
14. Канке В.А. Компетенции в свете мета науки // Almamater. Вестник высшей школы. – 2015. – № 9. – С. 44-48.
15. Habermas J. Moralbewusstsein und kommunikatives Handeln. – Frankfurt am Main: Suhrkamp, 1983. – 208 p.
16. Lyotard J.-F. Le diffé'rend. – Paris: de Minuit, 1983. – 279 p.

Поступила в редакцию 20.07.2016 г.

Автор

Канке Виктор Андреевич, профессор, доктор философских наук, профессор кафедры философии и социальных наук
E-mail: kanke@obninsk.ru

UDC 001.6:621.39

THE METASCIENTIFIC FOUNDATIONS OF NUCLEAR KNOWLEDGE MANAGEMENT

Kanke V.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

It is noted that achievements by metascience are insufficiently used in the development of the theory of knowledge management including nuclear knowledge. The phenomenon of theory deserves paying special attention because knowledge means the theories mastered by people. There is no such knowledge about subjects and objects, processes or phenomena that would not be the representation of theories. That is why the main provisions of metascience are first disclosed by the author in the present paper and following this they are applied for characterization of 15 important problematic issues of the nuclear knowledge management theory.

Management of intratheoretical concepts, i.e. the principles, laws and variables, is implemented using four methods, namely, deduction, experiment, induction and correction of the original underlying principles. Management of theories is implemented by the use of three methods: problematization, innovation and interpretation. Multiplication of theory

management cycles results in the generation of series of interpretative theories. Subject matter of each separate theory is exposed in the composition of the series from the viewpoint of the most well developed concept. Conclusion is made that series of interpretative theories constitute the basic element (unit) of knowledge.

Significant place is occupied in the characterization of outstanding problems of nuclear knowledge management by the correlation between the articulated and practical, as well as between tacit and explicit knowledge. Mechanism is examined for implementation of the discourse leading to the development of the group knowledge. Characteristic is given of the status of competence, skills and hands-on experience of carriers of nuclear knowledge. Approaches to the preservation and development of theories are discussed.

Key words: knowledge management, methods of nuclear knowledge management, metascience, series of interpretative theories, competences.

REFERENCES

1. *Strengthening the agency's activities related to nuclear science, technology and applications.* International Atomic Energy Agency. General conference. Resolution GC(46)/RES/11. September 2002. 22 p.
2. *Nuclear engineering education: a competence based approach to curricula development.* Vienna, International Atomic Energy Agency, 2014. 39 p.
3. *Status and trends in nuclear education.* Vienna, International Atomic Energy Agency, 2011. 226 p.
4. *Knowledge management and its implementation in nuclear organizations.* Vienna, International Atomic Energy Agency, 2016. 52p.
5. *Comparative analysis of methods and tools for nuclear knowledge preservation.* Vienna: International Atomic Energy Agency, 2011. 102 p.
6. *Nuclear knowledge management glossary.* Vienna, International Atomic Energy Agency, 2005. 22 p.
7. Drucker P.F. *The age of discontinuity: guidelines to our changing society.* London, Transaction Publishers, 1968. 394 p.
8. Senge P. *The fifth discipline: the art and practice of the learning organization.* New York, Doubleday, 1990. 371 p.
9. Nonaka I., Takeuchi H. *The knowledge-creating company: how Japanese companies create the dynamics of innovation.* New York, Oxford University Press, 1995. 284 p.
10. Kanke V.A. *The philosophy of management.* Moscow. Knorus Publ., 2010. 392 p. (in Russian).
11. Kanke V.A. *History, philosophy and methodology of engineering and computer science.* Moscow, Yurajt Publ., 2013. 409 p. (in Russian).
12. Kanke V.A. *The methodology of scientific knowledge.* Moscow, Omega-L Publ., 2013. 255 p. (in Russian).
13. Polanyi M. *The tacit dimension.* Chicago: University of Chicago Press, 1966. 108 p.
14. Kanke V.A. Competences in the light of metascience. *AlmaMater. Journal of Higher School,* 2015, no. 9, pp. 44–48. (in Russian).
15. Habermas J. *Moralbewusstsein und kommunikatives Handeln.* Frankfurt am Main, Suhrkamp, 1983. 208 p. (in German).
16. Lyotard J.-F. *Le différance.* Paris, de Minuit, 1983. 279 p. (in French).

Author

Kanke Victor Andreyevich, Professor, Department of Philosophy and Social Sciences,
Dr. Sci. (Philosophy)
E-mail: kanke@obninsk.ru

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МОДЕЛИ ПЛАСТИЧНОСТИ ДЖОНСОНА-КУКА В ЧИСЛЕННОМ МОДЕЛИРОВАНИИ БРОСКОВЫХ ИСПЫТАНИЙ КОНТЕЙНЕРОВ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ ОЯТ

А.В. Соболев*, М.В. Радченко**

* Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

** АО «Инженерный центр ядерных контейнеров»

123298, Москва, ул. Маршала Бирюзова, д. 1, корп. 1



Изложены результаты численного моделирования деформаций и повреждений при падении транспортного упаковочного комплекта для перевозки ОЯТ ТУК-128 на штырь. Такая ситуация относится к проектным авариям при перевозке ОЯТ наземным транспортом за пределами опасного производства (вне площадки АЭС или перерабатывающего завода).

Расчет и моделирование деформаций при падении контейнера выполнен в упругопластической области работы конструкционных материалов. Результаты моделирования в значительной мере зависят от выбора способа задания пластических свойств материалов.

Наиболее распространенный подход учета пластичности состоит в задании табулированной функции, устанавливающей связь напряжений и пластических деформаций. Такое представление пластичности не учитывает ни температурной зависимости свойств пластичности, ни кинематического упрочнения материала (зависимости предела упругости от интенсивности деформаций). Однако использование этой модели дает существенное снижение вычислительной сложности, что важно при необходимости проведения оценочного анализа для десятков расчетных вариантов.

Более адекватным подходом к заданию пластичности является учет изменения предела упругости не только в зависимости от величины деформаций и ее интенсивности, но и от температуры (модель пластичности Джонсона-Кука). В этом случае для каждого типа конструкционного материала необходимо определить пять-семь параметров. В настоящее время нет однозначного способа для определения этих параметров, поэтому в статье предлагается метод для их нахождения. Такой подход приводит к существенному увеличению вычислительной сложности, поэтому в рамках представленной работы дается сравнительный анализ результатов расчетов с заданием пластичности моделью Джонсона-Кука и табулированной функцией.

Моделирование выполнено для двух случаев: падение на крышку корпуса, изготовленную из нержавеющей стали, и падение на днище корпуса, изготовленного из высокопрочного чугуна. Рассматриваемые варианты задания пластических свойств конструкционных материалов сравниваются с результатами бросковых испытаний контейнера ТУК-128. Для моделирования удара использовались метод конечных элементов и программный комплекс LS-DYNA.

Ключевые слова: контейнер ОЯТ, падение на штырь, модель пластичности Джонсона-Кука, определение параметров модели пластичности Джонсона-Кука.

ВВЕДЕНИЕ

Этап транспортирования ОЯТ с площадки АЭС к месту переработки и (или) длительного хранения является неотъемлемой частью ядерного топливного цикла. На этом этапе требуется обеспечение безопасности всех типов (ядерной, радиационной). Одной из рассматриваемых в проектах контейнеров для транспортирования ОЯТ аварий является падение на штырь с однometровой высоты. Эта авария эквивалентна падению контейнера с железнодорожного вагона на стрелку. Важно, что при такой гипотетической аварии может произойти потеря плотности внутреннего объема контейнера и выход радиоактивных веществ наружу. Поэтому моделирование и анализ таких аварий актуален и важен как в России, так и за ее пределами [1, 4]. В свою очередь, задание свойств материала контейнера ОЯТ и используемые модели пластичности и разрушения определяют всю расчетную картину. В зависимости от выбранной модели возможны смещения модельных результатов как в сторону излишней консервативности, так и в сторону излишней оптимистичности [5].

МОДЕЛИ МАТЕРИАЛОВ

Модели, описывающие поведение металла при пластических деформациях, имеют существенные различия как по качественному представлению физики процесса, так и по исходным данным для них, их качества и количества. Признается, что наиболее точное описание пластических деформаций с точки зрения физики явлений и количественных характеристик дает дислокационная модель пластичности. Однако получить качественные исходные данные для ее использования практически невозможно. Существует ряд моделей пластических деформаций металлов, получивших наибольшее распространение – например, модель билинейной пластичности, табулированное задание пластических деформаций и ряд других [6 – 14]. Но большинство из этих моделей не учитывают явления кинематического упрочнения. Другими словами, не учитывается влияние интенсивности деформаций на предел текучести. Кроме того, при высоких скоростях деформаций возможно явление адиабатического разогрева металла в зоне наибольших деформаций и, соответственно, его локальное разупрочнение [15]. Из известных моделей пластических деформаций материала наибольшей привлекательностью обладает модель Джонсона-Кука, учитывающая как кинематическое упрочнение, так и адиабатический разогрев деформируемого материала. Однако существуют некоторые сложности с определением параметров этой модели. В частности, в разных источниках могут приводиться разные параметры модели для одного и того же материала [16, 17]. Поэтому возникла необходимость разработки методики определения параметров модели пластичности Джонсона-Кука и сравнения полученных результатов с моделью табулированной функции пластичности и результатами испытаний.

МЕТОДИКА РАСЧЕТА ПАРАМЕТРОВ МОДЕЛИ МАТЕРИАЛА ДЖОНСОНА-КУКА

Модель Джонсона-Кука является эмпирической и позволяет учитывать эффекты изотропного (статического) упрочнения, кинематического упрочнения, изменение температуры и связанное с этим изменение прочности. В этой модели напряжение пластической деформации определяется формулой [18]

$$\sigma_y = \left(A + B \cdot \varepsilon_p^n \right) \times \left(1 + C \cdot \ln \left(\frac{\varepsilon_p^n}{\varepsilon_0'} \right) \right) \times \left(1 - \left(\frac{T - T_r}{T_m - T_r} \right)^m \right), \quad (1)$$

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

где ε_p – эффективная пластическая деформация; T_m – температура плавления; T_r – комнатная температура; $A, B, C, n, m, \varepsilon_0$ – параметры модели. Штрих означает производную по времени. Формула (1), по сути, представляет собой кривую деформирования материала.

Определение параметров модели (1) выполняется на основе информации о пластических деформациях материала при разных интенсивностях деформирования и температурах. Рассмотрим методику определения параметров модели (1).

Параметр A модели (1) является величиной предела текучести при медленном нагружении. По сути, параметр A есть предел текучести при заданной температуре $R_{0,2}$ [19]. Соответственно, следует принимать величину $A = R_{0,2}$ при комнатной температуре.

Параметр m учитывает явление термического разупрочнения материала. Величина этого параметра может быть получена на основании данных о $R_{0,2}$ при разных температурах. Преобразование выражения (1) при отсутствии пластических деформаций дает

$$\sigma_y = A \times \left(1 - \left(\frac{T - T_r}{T_m - T_r} \right)^m \right).$$

Подставляя значения $\sigma_y = R_{0,2}$ для разных температур T и приравнивая по параметру A , получим

$$R_{0,2}^{20} \left/ \left(1 - \left(\frac{T_1 - T_r}{T_m - T_r} \right)^m \right) \right. = A = R_{0,2}^T \left/ \left(1 - \left(\frac{T_2 - T_r}{T_m - T_r} \right)^m \right) \right.$$

или

$$R_{0,2}^{20} / R_{0,2}^T = \left(1 - \left(\frac{T_1 - T_r}{T_m - T_r} \right)^m \right) \left/ \left(1 - \left(\frac{T_2 - T_r}{T_m - T_r} \right)^m \right) \right.$$

Последнее соотношение дает оценку величины параметра m модели (1).

Параметры B и n модели материала Джонсона-Кука отвечают за изотропное (статическое) упрочнение при деформациях. Определение этих параметров выполняется на основании данных о поведении материала при медленном (квазистатическом) нагружении. Преобразование выражения (1) для медленного (квазистатического) нагружения дает

$$\sigma_y = (A + B \cdot \varepsilon_p^n) \times \left(1 - \left(\frac{T - T_r}{T_m - T_r} \right)^m \right). \quad (2)$$

Подстановка данных для температуры $T = T_{kvasist}$ и деформации ε_1 (напряжение σ_1) даст

$$\sigma_1 = (A + B \cdot (\varepsilon = \varepsilon_1)^n) \cdot k_t$$

или

$$\sigma_1 / k_t - A = B \cdot (\varepsilon = \varepsilon_1)^n. \quad (2a)$$

Выражение (2) для температуры $T = T_{kvasist}$ и деформации ε_2 (напряжение σ_2) даст

$$\sigma_2 = (A + B \cdot (\varepsilon = \varepsilon_2)^n) \cdot k_t$$

или

$$\sigma_2 / k_t - A = B \cdot (\varepsilon = \varepsilon_2)^n. \quad (2b)$$

Из решения системы уравнений (2а) и (2б) получаем параметры B и n модели (1):

$$B = (\sigma_2 / k_t - A) / (\varepsilon = \varepsilon_2)^n; \quad n = \log_{(\varepsilon_1 / \varepsilon_2)} ((\sigma_1 - A) / (\sigma_2 - A)).$$

Оставшийся параметр C модели материала Джонсона-Кука отвечает за кинематическое упрочнение (т.е. за учет интенсивности деформаций). Он оценивается по данным о влиянии скорости деформации на напряжение.

Пусть для температуры $T = T_{kinemat}$ и деформации $\varepsilon = \varepsilon_{kinemat}$ при скорости деформации $\dot{\varepsilon}' = \dot{\varepsilon}'_1$ напряжение составляет σ_1 , а для скорости деформации $\dot{\varepsilon}' = \dot{\varepsilon}'_2 - \dot{\varepsilon}_2$. Учитывая (1), получаем

$$\sigma_2 / \sigma_1 = (1 + C \cdot \ln(\dot{\varepsilon}'_2^n / \dot{\varepsilon}'_0)) / (1 + C \cdot \ln(\dot{\varepsilon}'_1^n / \dot{\varepsilon}'_0)),$$

откуда находим оценку величины C :

$$C = (\sigma_2 / \sigma_1 - 1) / (\ln(\dot{\varepsilon}'_2^n / \dot{\varepsilon}'_0) - \sigma_2 \cdot \ln(\dot{\varepsilon}'_1^n / \dot{\varepsilon}'_0) / \sigma_1). \quad (3)$$

Модель Джонсона-Кука работает в связке с уравнением состояния, позволяющим учитывать гидродинамическое поведение материала. Оно определяет соотношение между переменными состояния и состоянием вещества. Обычно это зависимость термодинамической характеристики (например, давления) от двух других независимых параметров состояния (например, плотности и внутренней энергии).

Задание уравнения состояния металлов, в основном, разделяется на две составляющие – холодное и тепловое давление:

$$P(\mu, W) = P_C(\mu) + P_T(\mu, W), \quad (4)$$

где $\mu = \rho / \rho_0 - 1$; ρ – текущая плотность; ρ_0 – начальная плотность; W – удельная объемная внутренняя энергия материала.

Холодное давление $P_C(\mu)$ является функцией плотности и оценивается вдоль изотермы 0 К. Тепловое давление $P_T(\mu, W)$ зависит как от плотности, так и от удельной объемной внутренней энергии материала. Для сжатого материала $\mu > 0$, а для растянутого $\mu < 0$. В рамках комплекса LS-DYNA, использованным при моделировании, наиболее простое уравнение состояния для металлов задается полиномом вида

$$P = C_0 + C_1 \mu + C_2 \mu^2 + C_3 \mu^3 + (C_4 + C_5 \mu + C_6 \mu^2) W, \quad (4a)$$

где C_1 – объемный модуль упругости (линейная объемная вязкость); $C_4 = C_5 = 0$; W , Дж/м³ – объемная внутренняя энергия; $C_0 = C_2 = C_3 = C_6 = 0$.

Дополнительные параметры модели Джонсона-Кука включают в себя C_p , Дж/(кг·К) – удельную теплоемкость; E , Па – модуль Юнга; G , Па – модуль упругости второго рода; v – коэффициент Пуассона; $P_{cut-off}$, Па – давление скальвания.

Параметры модели материала Джонсона-Кука для стали 12X18H10T и стали 20 определены на основании данных из [19, 20]. В [20] для стали 12X18H10T использовались данные эквивалентной стали 12X18H9T. Параметры модели Джонсона-Кука для высокопрочного чугуна определены на основании экспериментальных данных. Полученные значения параметров модели (1) для указанных материалов сведены в табл. 1.

Дополнительно включены параметры модели материала: $T_r = 293$ К – комнатная температура; $P_{cut-off} = -1,2 \cdot 10^9$ Па – давление скальвания.

Таблица 1

Параметры модели Джонсона-Кука для материалов контейнера ОЯТ

Параметр модели материала	Сталь 12Х18Н10Т	Чугун ВЧ-40	Материал штыря (сталь 20)
A, МПа	196	253,7	245
B, МПа	615,5	638,9	2988,2
n	0,7005	0,4969	0,755
C	0,04071	0,26573	0,2657
m	1,479	1,037	1,097
G, ГПа	76	64,8	82
v	0,28	0,25	0,30
E, ГПа	195	162	212
C _P , Дж/(кг·К)	462	525	486
C ₁ , ГПа	148	108	177
T _m , К	1573	1523	1573
W, Дж/м ³	1,01·10 ⁹		

МОДЕЛЬ ТАБУЛИРОВАННОЙ ФУНКЦИИ ПЛАСТИЧНОСТИ С УЧЕТОМ РАЗРУШЕНИЯ МАТЕРИАЛА

В рамках среды LS-DYNA возможно задание пластических свойств материалов в табулированном виде. Кривая деформации задается таблично в виде соотношений деформация-напряжение. Дополнительно задается предельная деформация перед разрушением. Для задания свойств материалов использовались данные [19].

АВАРИЯ С ПАДЕНИЕМ ДНИЩЕМ КОРПУСА НА ШТЫРЬ

По результатам натурных испытаний контейнера ОЯТ (здесь и далее рассматривается транспортный упаковочный комплект ТУК-128) сформировались повреждения в виде вмятины днища корпуса и деформации штыря. Результаты представлены в табл. 2. Здесь же даны результаты моделирования с использованием модели пластичности Джонсона-Кука и табулированного задания зависимости напряжений от пластических деформаций (модели кусочно-линейной деформации).

Таблица 2

Результаты сравнения численных моделей с испытаниями контейнера при падении днищем корпуса на штырь

		Модель Джонсона-Кука	Модель кусочно-линейной деформации	Испытания
Вмятина днища корпуса	диаметр, мм	180	270	160
	глубина, мм	2,39	4,7	2
Деформации штыря	диаметр, мм	3	1,7	1,2
	высота, мм	14	2,4	2,7

Моделирование выполнено методом конечных элементов в программном комплексе LS-DYNA. Расчетная модель представлена на рис. 1. Свойства материалов, использованных при численном моделировании, приведены в табл. 1.

Повреждения корпуса, полученные при испытаниях, лучше всего представляет модель Джонсона-Кука с параметрами, рассчитанными по указанной выше методике. В то же время модель задания табулированной функции пластической деформации имеет значительные расхождения с результатами испытаний.

Отклонения номинальной модели Джонсона-Кука от результатов испытаний составляют 20% по глубине вмятины и 13% по диаметру вмятины. Важно отметить, что в имеющихся в распоряжении данных по результатам испытаний нет описания способа измерения диаметра вмятины и ее глубины. Это вносит дополнительные неопределенности и затрудняет сравнение с результатами моделирования.

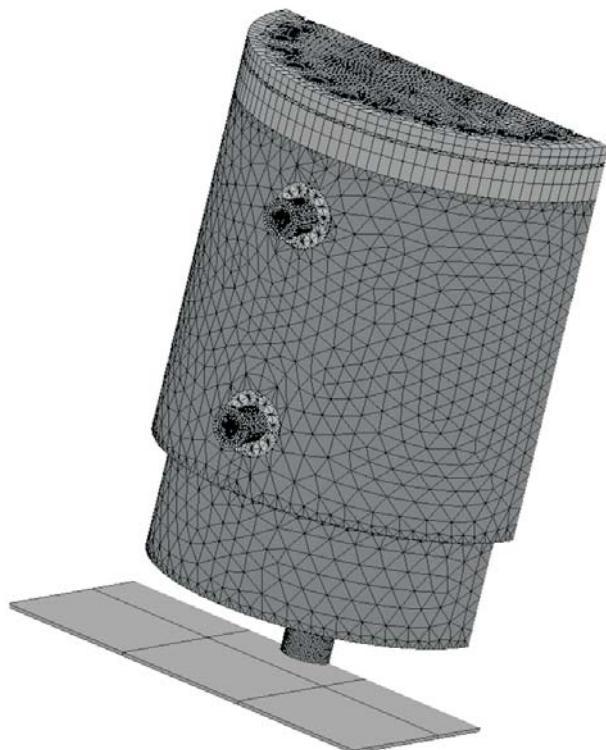


Рис. 1. Расчетная модель

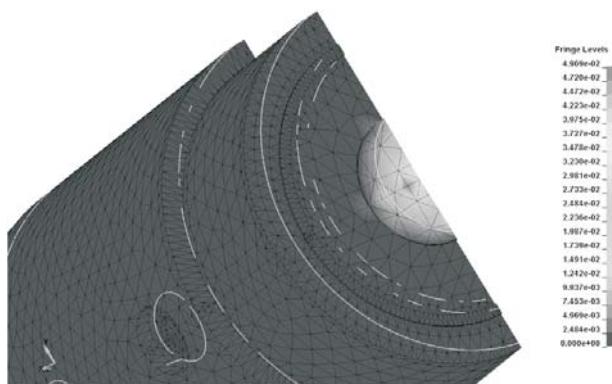


Рис. 2. Пластические деформации фрагмента корпуса (мм/мм)

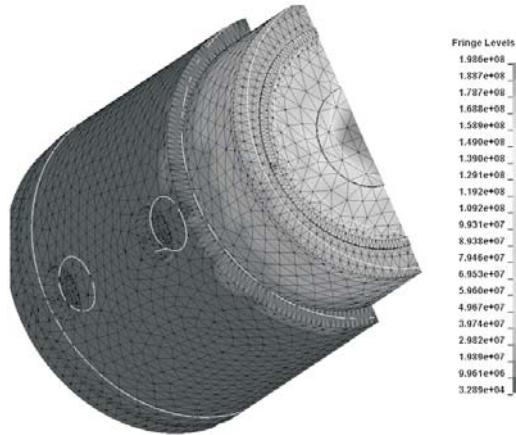


Рис. 3. Эквивалентные напряжения фрагмента корпуса (Па)

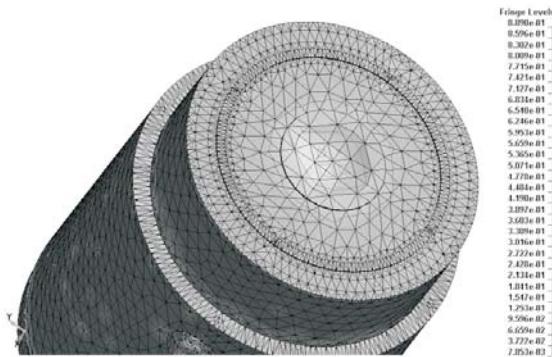


Рис. 4. Пластические деформации фрагмента корпуса для модели чугуна Джонсона-Кука (мм/мм)

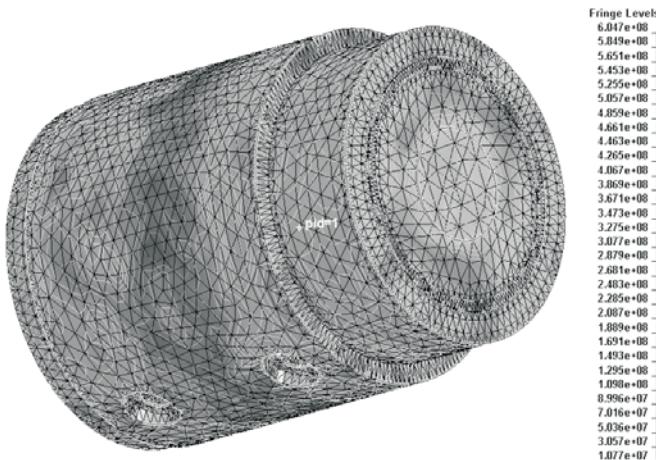


Рис. 5. Эквивалентные напряжения фрагмента корпуса (Па) для модели чугуна Джонсона-Кука

Результаты расчетов, представленные на рис. 2 – 5, получены с помощью программного комплекса Ansys. Расчетные пластические деформации модели табули-

рованной функции пластичности, в соответствии с рис. 2, достигают 5%. Для модели Джонсона-Кука пластические деформации достигают 89% (рис. 4). Эквивалентные напряжения для модели табулированного задания пластичности (199 МПа, рис. 3) меньше, чем для модели Джонсона-Кука (605 МПа, рис. 4).

АВАРИЯ С ПАДЕНИЕМ НА ШТЫРЬ КРЫШКОЙ

В ходе испытаний контейнера с падением на штырь крышкой формируются повреждения в виде вмятины наружной крышки корпуса и деформации штыря. Результаты представлены в табл. 3. Здесь же приводятся результаты численного моделирования с использованием модели пластичности Джонсона-Кука.

Таблица 3

Результаты сравнения численного моделирования с испытаниями контейнера при падении контейнера на штырь крышкой

		Модель Джонсона-Кука	Испытания
Вмятина крышки корпуса	диаметр, мм	220	160
	глубина, мм	4,2	2
Деформации штыря	диаметр, мм	1,8	1
	высота, мм	3	2,4

- Расчетные пластические деформации модели Джонсона-Кука достигают
- 7,5% для штыря;
 - 4,2% для внутренней крышки;
 - 2,9% для болтов внутренней крышки;
 - 12,2% для кольца внутренней крышки.

Распределение пластических деформаций по наружной крышке контейнера приводится на рис. 6, где отчетливо виден контур формирования вмятины от удара о штырь. Не менее важно, что значительных пластических деформаций самой крышки не происходит, кроме места удара, т.е. при ударе крышка испытывает пластические деформации в месте контакта со штырем, а в остальной области деформируется, преимущественно, упруго.

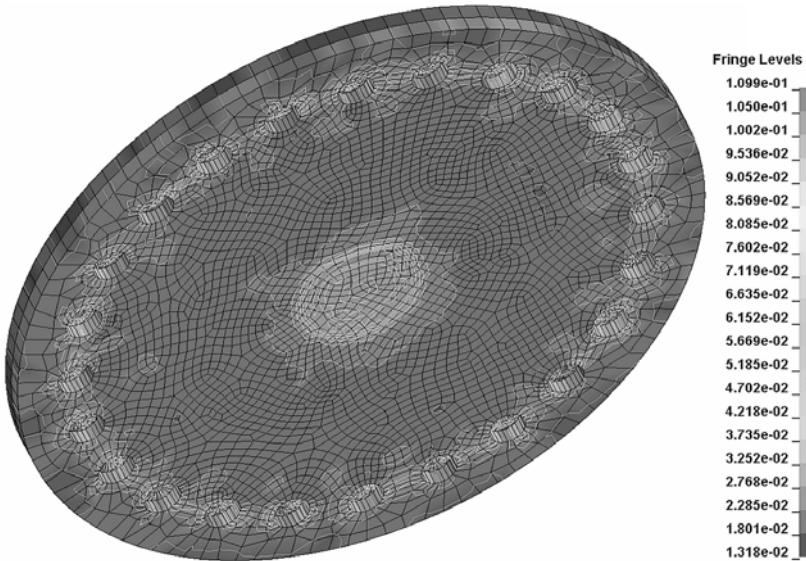


Рис. 6. Пластические деформации наружной крышки для модели чугуна Джонсона-Кука (мм/мм), полученные в программном комплексе Ansys.

Наибольшие эквивалентные напряжения модели Джонсона-Кука составляют

- 319 МПа для наружной крышки;
- 213 МПа для внутренней крышки;
- 540 МПа для болтов внутренней крышки;
- 282 МПа для кольца внутренней крышки.

В данном случае штырь испытывает меньшие деформации в сравнении с падением на штырь днищем корпуса. Это обусловлено поглощением энергии деформациями наружной крышки. Так остаточный выгиб наружной крышки составляет примерно 10 мм. При падении на штырь днищем таких деформаций днища не происходит. Кроме того, само днище имеет большую толщину, чем наружная крышка, т.е. большую жесткость.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках работы по моделированию бросковых испытаний контейнера для транспортирования ОЯТ выполнено моделирование падений контейнера на штырь крышкой и днищем.

Для моделирования использовались две модели задания пластических деформаций материалов: модель Джонсона-Кука и табулированное задание пластических деформаций. По результатам модельных расчетов падений на штырь лучше согласуется с результатами бросковых испытаний задание пластичности с помощью модели Джонсона-Кука. Задание пластических свойств материалов с помощью модели Джонсона-Кука приводит к завышению деформаций в пределах 15%. На это указывает [5], утверждая, что при использовании модели материала Джонсона-Кука для штыря, амплитуда реакционных сил и деформаций контейнера завышается. Также увеличивается длительность удара. Дополнительную неопределенность в сравнении результатов моделирования с данными испытаний вносит отсутствие данных о методике замера величины остаточных деформаций корпуса и крышки в месте удара после испытаний.

В целом, задание пластических свойств металлов моделью Джонсона-Кука дает более качественные и реалистичные результаты. Однако напряжения и другие функционалы деформаций достигают больших величин в сравнении с табулированным заданием пластичности.

Литература

1. *Droste B. Testing of type B packages in Germany to environments beyond regulatory test standards // Packaging, Transport, Storage & Security of Radioactive Material.* – 2007. – Vol. 18. – № 2. – PP. 73–85.
2. *Musolff A., Quercetti T., Müller K., Droste B., Komann S. Drop test program with the half-scale model CASTOR HAW/TB2 / – PATRAM 2010.*
3. *Боровков А.И., Грунин В.В., Лутман Ю.Л. Исследование вертикального падения контейнера с отработавшим ядерным топливом // Научно-технические ведомости Санкт-Петербургского государственного политехнического университета.* – 2013. – № 1. – С. 210-214.
4. Нормы МАГАТЭ по безопасности. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов. Требования безопасности. № TS-R-1, 2005. – М.: Энергоатомиздат. – 2009.
5. *Jaksic N., Nilsson K.-F. Finite element modelling of the one meter drop test on a steel bar for the CASTOR cask // Nuclear Engineering and Design.* – 2009. – Vol. 239. – No. 2. – PP. 201-213.
6. *Невский С.А., Сарычев В.Д., Комиссарова И.А., Громов В.Е. Многофазная модель пластической деформации металлов // Вестник Тамбовского университета. Серия: Естественные и технические науки.* – 2013. – Т. 18. – Вып. 4. – С. 1848-1849.
7. *Колмогоров В.Л. Напряжения. Деформации. Разрушение.* – М.: Металлургия. – 1970. – 229 с.
8. *Мастеров В.А., Берковский В.С. Теория пластической деформации и обработка металлов давлением.* – М.: Металлургия. – 1989. – 400 с.

9. Скуднов В.А. Предельные пластические деформации металлов. – М.: Металлургия. – 1989. – 176 с.
10. Рыбин В.В. Большие пластические деформации и разрушение металлов. – М.: Металлургия. – 1986. – 224 с.
11. Богатов А.А., Мижирицкий О.И., Смирнов С.В. Ресурс пластичности металлов при обработке давлением. – М.: Металлургия. – 1984. – 144 с.
12. Унксов Е.П. Теория пластических деформаций металлов. – М.: Машиностроение. – 1983. – 598 с.
13. Иванов К.М., Лясников А.В., Новиков Л.А., Юргенсон Э.Е. Математическое моделирование процессов обработки давлением. – СПб.: Инвентекс. – 1997. – 268 с.
14. Боткин А.В. Научно-методические основы проектирования процессов углового прессования. Дисс. д.т.н. – Уфа: Уфимский государственный авиационный технический университет, 2013. – 282 с.
15. Qiao L., Zencker U., Musolff A., Komann S. Dynamic Finite Element Analyses of a Spent Fuel Transport and Storage Cask with Impact Limiters by 9 Meter Drop Tests. – SIMULIA Customer Conference, 2011.
16. Schwer L. Optional Strain-Rate Forms for the Johnson-Cook Constitutive Model and the Role of the Parameter Epsilon0. / VI-th European LS-DYNA Users' Conference. – 2007.
17. Trana E., Zecheru T., Bugaru M., Chereches T. Johnson-Cook Constitutive Model for OL 37 Steel. / VI-th WSEAS International Conference on System Science and Simulation in Engineering. – Venice, Italy, Nov 21-23, 2007. – PP. 269-273.
18. Кузькин В.А., Михалюк Д.С. Применение численного моделирования для идентификации параметров модели Джонсона-Кука при высокоскоростном деформировании алюминия // Вычислительная механика сплошных сред. – 2010. – Т. 3, – № 1. – С. 32-43.
19. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86) / Госатомэнергонадзор СССР – М.: Энергоатомиздат, 1989. 525 с.
20. Полухин П.И., Гун Г.Я., Галкин А.М. Сопротивление пластической деформации металлов и сплавов / Справочник. – М.: Машиностроение. – 1983. – 352 с.

Поступила в редакцию 08.02.2016 г.

Авторы

Соболев Артём Владимирович, ст. преподаватель каф. РКР АЭС

E-mail: Sobolev_Artem@mail.ru

Радченко Михаил Владимирович, генеральный директор АО «Инженерный центр ядерных контейнеров»

E-mail: mvr@nuclearcask.ru

UDC 621.039.586.001.57

USING JOHNSON-COOK PLASTICITY MODEL TO DROP TEST NUMERICAL SIMULATION CONTAINERS FOR SPENT FUEL TRANSPORTATION

Sobolev A.V.*-**, Radchenko M.V.**

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI».

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

** JSC «Engineering Center of Nuclear Containers»

1, build.1 Marshal Biryuzov st., Moscow, 123298 Russia

ABSTRACT

The article presents results of pin drop test numerical simulation to containers for spent fuel transportation TUK-128. This situation applies to design basis accident during transportation of spent nuclear fuel by road outside a hazardous manufacture (outside nuclear power plant site or processing plant).

Deformation calculation and numerical simulation at failing container for transportation of SNF on the pin from height of 1 meter runs in elastoplastic field of work construction materials. It is important that there are many of options for setting construction materials plastic properties. In this the simulation results depend significantly on the choice of way to giving plastic properties.

The most common approach taking into account plasticity is the set tabulated function gives relationship between stresses and plastic deformations. This plasticity description does not account for not only temperature dependence plasticity but also kinematic hardening (the dependence elastic limit of deformation intensity). Using this plasticity model gives significant reduction to computational complexity, that especially important if required dozen of cases computational analysis.

Another, a more adequate approach to define plasticity is to take into account dependence of yield stress not only on the strain and its intensity, but also on the temperature (model plasticity Johnson-Cook). In this case, for each type of structural material needed to determine 5-7 parameters. Currently, there is no unequivocal method for determining these parameters, so the article provides method for their calculation. The disadvantage of Johnson-Cook plasticity model is a significant increase in computational complexity. For this reason, the present work provides comparative analysis of calculation results with define plasticity by Johnson-Cook model and tabulated functions.

Modelling is carried out for the two calculation cases: fall at the hull cover (made of stainless steel); falling on the hull bottom (made of ductile cast iron). Considered variants to take into account construction materials plastic properties compared with the results of drop tests to containers TUK-128.

Impact modeling performed by finite element method with using LS-DYNA program.

Key words: SNF container, drop to pin, Johnson-Cook plasticity model, Johnson-Cook plasticity model parameters calculation.

REFERENCES

1. Droste B. Testing of type B packages in Germany to environments beyond regulatory test standards. *Packaging, Transport, Storage & Security of Radioactive Material*. 2007, v. 18, no. 2, pp. 73-85.
2. Musolff A., Quercetti T., Müller K., Droste B., Komann S. Drop test program with the half-scale model CASTOR HAW/TB2. PATRAM 2010.
3. Borovkov A.I., Grunin V.V., Lutman Yu.L. Issledovaniya vertikal'nogo padeniya kontejnera

- sotrabotavshym yadernym toplivom [Study of vertical drop container of spent nuclear fuel]. *St. Petersburg State Polytechnical University Journal*, 2013, no. 1, pp. 210-214 (in Russian).
4. International Atomic Energy Agency Safety Requirements. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, No. TS-R-1, 2005. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2009 (in Russian).
5. Jaksic N., Nilsson K.-F. Finite element modelling of the one meter drop test on a steel bar for the CASTOR cask. *Nuclear Engineering and Design*. 2009, v. 239, no. 2, pp. 201-213.
6. Nevskiy S.A., Sarychev V.D., Komissarova I.A., Gromov V.E. Poly-phase model of plastic deformation of metals. *Vestnik Tambovskogo Universiteta. Ser.: Estestvennye i tehnicheskie nauki*. 2013, v. 18, iss. 4, pp. 1848-1849 (in Russian).
7. Kolmogorov V.L. Deformacii. Napryazheniya. Razrushenie [Strain. Stress. Demage]. Moscow. Metallurgiya Publ., 1970. 229 p. (in Russian).
8. Masterov V.A. Berkovsky V.S. Teoriya plasticheskoy deformacii i obrabotka metallov davleniem [Theory of plastic deformation and presser metal forming]. Moscow. Metallurgiya Publ., 1989. 400 p. (in Russian).
9. Kudinov V.A. Predelnie plasticheskie deformacii metallov [Limits the plastic deformation of metals]. Moscow. Metallurgiya Publ., 1989. 176 p. (in Russian).
10. Rybin V.V. Bol'shie plasticheskie deformacii i razrushenie metallov [Large plastic deformation and fracture of metals]. Moscow. Metallurgiya Publ., 1986. 224 p. (in Russian).
11. Bogatov A.A., Mzhirickij O.I., Smirnov S.V. Resurs plastichnosti metallov pri obrabotke davleniem [Resource plasticity metals by pressure treatment]. Moscow. Metallurgiya Publ., 1984. 144 p. (in Russian).
12. Unksov E.P. Teoriya plasticheskikh deformacij metallov [Theory plastic deformation of metals]. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1983. 598 p. (in Russian).
13. Ivanov K.M., Lyasnikov A.V., Novikov L.A., Yurgenson E.E. Matematicheskoe modelirovanie processov obrabotki davleniem [Mathematical modeling forming processes]. – St. Petersburg: Inventeks Publ., 1997. 268 p. (in Russian).
14. Botkin A.V. Nauchno-metodicheskie osnovy proektirovaniya processov uglovogo pressovaniya. Doct. Diss. [Scientifically-methodical bases to designing angular pressing process. Doct. Diss.]. Ufa, 2013. 282 p. (in Russian).
15. Qiao L., Zencker U., Musolff A., Komann S. Dynamic Finite Element Analyses of a Spent Fuel Transport and Storage Cask with Impact Limiters by 9 Meter Drop Tests. SIMULIA Customer Conference, 2011.
16. Schwer L. Optional Strain-Rate Forms for the Johnson-Cook Constitutive Model and the Role of the Parameter Epsilon0. VI-th European LS-DYNA Users' Conference, 2007.
17. Trana E., Zecheru T., Bugaru M., Chereches T. Johnson-Cook Constitutive Model for OL 37 Steel. VI-th WSEAS Int. Conf. on System Science and Simulation in Engineering. Venice, Italy, Nov 21-23, 2007, pp. 269-273.
18. Kuz'kin V.A., Mihalyuk D.S. Numerical modeling usage to identify parameters of Johnson-Cook model for high-speed aluminum deformation. *Vychislitej'naya mehanika sploshnyh sred*. 2010, v. 3, no. 1, pp. 32-43 (in Russian).
19. Equipment and pipelines strength analysis norms for nuclear power plants (PNAE G-7-002-86). Gosatomenergonadzor SSSR. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989. 525 p. (in Russian)
20. Poluhin P.I., Gun G.Ya., Galkin A.M. Resistance to plastic deformation of metals and alloys. Handbook. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1983. 352 p. (in Russian).

Authors

Sobolev Artem Vladimirovich, Senior Lecturer of NPP Reactor Development & Design Department.

E-mail: Sobolev_Artem@mail.ru

Radchenko Mikhail Vladimirovich, General Manager of JSC «Engineering Center of Nuclear Containers».

E-mail: mvr@nuclearcask.ru

О ВОЗМОЖНОСТИ ОПТИМИЗАЦИИ НЯЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЛАЗЕРНОЙ СИСТЕМЫ С НАКАЧКОЙ ОТ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев, А.А. Суворов

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»

249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Рассмотрена расчетная возможность улучшения энергетических характеристик импульсов мощности в системе, состоящей из реактора и подкритического (теплового в нейтронно-физическом отношении) блока. В качестве импульсного реактора самогасящего действия используется быстрый реактор типа БАРС.

Подкритический блок представляет собой цилиндрическую конструкцию, состоящую из лазерно-активных элементов, элементов замедлителя и двух отражателей (внутреннего и внешнего). Внутренний отражатель состоит из гидрида циркония, а внешний – из бериллия. Зона накачки, где размещены лазерно-активные элементы, содержит замедлитель из гидрида циркония, алюминий и уран-молибденовое топливо (уран 95%-го обогащения). Функционирует система в импульсном режиме. В момент импульса в ядерном реакторе генерируются быстрые нейтроны со значительной долей в них нейтронов утечки, которые попадают в подкритический блок, замедляются там и вызывают деления ядер урана в лазерно-активных элементах. После окончания импульса реактор переходит в глубокоподкритическое состояние, а генерация лазерного импульса прекращается.

Моделирование нейтронной кинетики в рассматриваемой системе осуществляется на основе модифицированной интегральной модели. В качестве функционалов для оптимизации выбраны максимальная мощность и энергия импульса в подкритическом блоке системы, а также его масса и энергоооруженность (отношение энергии импульса к массе блока). В качестве варьируемых параметров задаются массы делящегося материала, замедлителя, а также толщины внутреннего и внешнего отражателей подкритического блока.

Выполненные расчеты показали возможность улучшения энергетических характеристик реакторно-лазерной системы за счет увеличения количества делящегося материала в блоке, отказа от замедлителя в блоке, фиксации толщины внутреннего отражателя из гидрида циркония на уровне 3.1 см. Показано, что изменение толщины внешнего бериллиевого отражателя приводит к существенно разнонаправленному поведению функционалов – энергии и максимальной мощности, а также массы и энергоооруженности блока.

Ключевые слова: нейтронная кинетика, лазерная система с накачкой от ядерного реактора, энергия и максимальная мощность импульса мощности.

© А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев, А.А. Суворов, 2016

ВВЕДЕНИЕ

Создание мощного лазера с накачкой от ядерного реактора остается одной из интригующих проблем современной физики [1]. Одной из концепций, разрабатываемых сегодня, является концепция ядерно-лазерной системы с разделенными реакторным и лазерным блоками. Такая система в нейтронно-физическом отношении является «связанной», а лазерный блок – глубокоподкритическим [2 – 12]. Кроме того предполагается, что система работает в импульсном режиме, который обеспечивается импульсным реактором самогасящего действия (ИРСД) [13 – 16].

Оптимизация выходных (лазерных) характеристик такой системы является сложной многопараметрической задачей. Ее решение затруднено необходимостью многовариантных расчетов большого количества взаимосвязанных процессов, таких как нейтронно-физические, теплофизические, плазмохимические, лазерные и др.

В связи с этим, на первом этапе целесообразно рассмотреть возможность улучшения нейтронно-физических характеристик системы, тем более что именно они определяют энергетические возможности источника накачки лазера.

ПРИНЦИПЫ ДЕЙСТВИЯ И КОНСТРУКЦИЯ УСТАНОВКИ

Предполагается, что установка состоит из импульсного реактора и подкритического (теплового в нейтронно-физическом отношении) блока (рис. 1). В качестве ИРСД используется быстрый реактор типа БАРС. Его конструкционные и энергетические характеристики приведены в работе [2].

Подкритический блок представляет собой цилиндрическую конструкцию, состоящую из лазерно-активных элементов, элементов замедлителя и двух отражателей (внутреннего и внешнего). Внутренний отражатель состоит из гидрида циркония, а внешний из бериллия. Зона накачки, где размещены лазерно-активные элементы, содержит замедлитель из гидрида циркония, алюминий и уран-мolibденовое топливо (уран 95% обогащения). Массой газовой лазерно-активной среды в блоке пренебрегалось ввиду ее малости и ничтожного влияния на спектр нейтронов. Геометрические и массогабаритные характеристики блока показаны на рис. 1 и в табл. 1. Подкритический блок на рисунке изображен в гомогенном приближении.

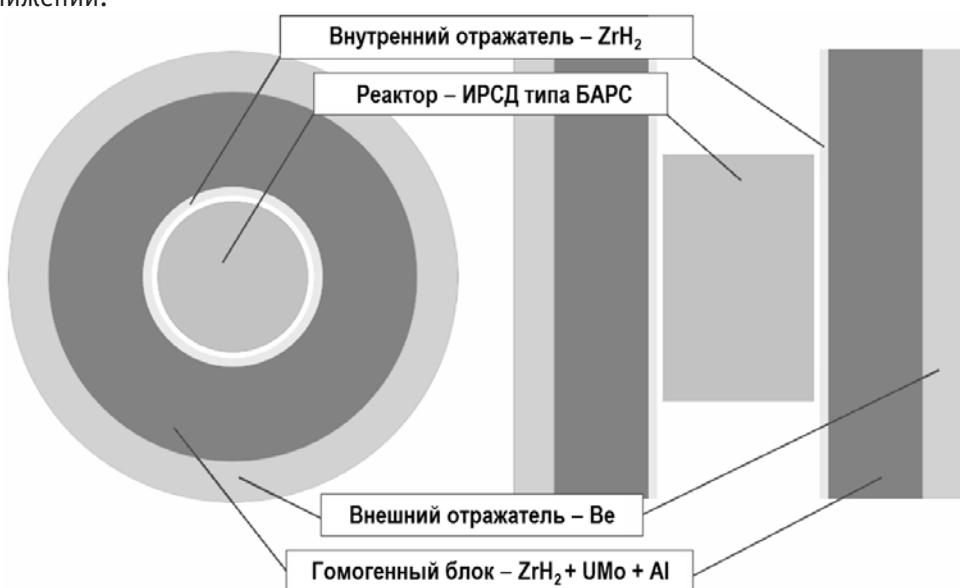


Рис.1. Облик реакторно-лазерной системы

Таблица 1

Массогабаритные характеристики системы

Массогабаритные характеристики	Значения
Внутренний радиус внутреннего отражателя (полость под размещение реактора ИРМ), см	30.7
Внешний радиус внутреннего отражателя, см	33.8
Толщина внутреннего отражателя, см	3.1
Внутренний радиус внешнего отражателя, см	68.7
Внешний радиус внешнего отражателя, см	84.3
Толщина внешнего отражателя, см	15.6
Длина цилиндрического блока, см	250.0
Масса топлива в блоке, кг	23.06
Масса замедлителя в зоне накачки, кг	3069.74
Масса конструкционных материалов в блоке, кг	482.77
Полная масса зоны накачки блока (без отражателей), кг	3575.57
Масса внутреннего отражателя, кг	881.00
Масса внешнего отражателя, кг	3464.52

Функционирует система в импульсном режиме. В момент импульса в ядерном реакторе генерируются быстрые нейтроны со значительной долей в них нейтронов утечки, которые попадают в подкритический блок, замедляются там и вызывают деления ядер урана в лазерно-активных элементах. Энергия осколков деления ядер урана и является энергией накачки для лазерно-активной среды. После окончания импульса реактор переходит в глубокоподкритическое состояние, а генерация лазерного импульса прекращается.

Нашей задачей будет расчетное исследование возможности изменения состава и геометрии подкритического блока, чтобы получить улучшенные характеристики импульса накачки, такие как энергия и максимальная мощность импульса и масса блока.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Ввиду сложности задачи в общей постановке, рассмотрим только влияние геометрических параметров, а также делящихся и конструкционных материалов на энергию и мощность нейtronного импульса в лазерном блоке, которые описываются моделью [2, 17, 18]:

$$\left\{ \begin{array}{l} N_r(t) = \int_0^t [\alpha_{rr}(t-\tau) + \alpha_{rb}(t-\tau)] N_r(\tau) d\tau, \\ N_b(\mathbf{r}, t) = \int_0^t G_{br}(\mathbf{r}, t-\tau) N_r(\tau) d\tau, \\ N_b(t) = \int_{V_b} N_b(\mathbf{r}, t) d\mathbf{r}. \end{array} \right. \quad (1)$$

В модели (1) $N_r(t)$ и $N_b(t)$ – мощности реактора и подкритического блока в момент t ; $G_{br}(\mathbf{r}, t)$ имеет смысл пространственно-временного распределения вторичных делений в подкритическом блоке при условии, что первичное деление произошло в ядерном реакторе (аналог функции Грина для подкритического блока); $\alpha_{rb}(t)$ – функция влияния блока на реактор; физический смысл этих функций подробно изложен в работе [2]. Как показано в той же работе, эти функции характеризуются параметрами

$$\begin{aligned}
 G_b &= \int_0^\infty \int_{V_b} G_{br}(\mathbf{r}, t) d\mathbf{r} dt, \\
 l_b &= \int_0^\infty \int_{V_b} t G_{br}(\mathbf{r}, t) d\mathbf{r} dt \Bigg/ \int_0^\infty \int_{V_b} G_{br}(\mathbf{r}, t) d\mathbf{r} dt, \\
 k_{rb} &= \int_0^\infty \alpha_{rb}(t) dt, \\
 l_{rb} &= \int_0^\infty t \alpha_{rb}(t) dt \Bigg/ \int_0^\infty \alpha_{rb}(t) dt,
 \end{aligned} \tag{2}$$

через которые могут быть оценены основные функционалы модели (1), такие как полная энергия и максимальная мощность импульса нейтронов в реакторе и лазерном блоке. Выражения для полной энергии импульса в реакторе и подкритическом блоке соответственно имеют вид [2, 19, 20]

$$E_r^0 = 2(\Delta k_r + k_{rb})/\gamma, \tag{3}$$

$$E_b^0 = M_b E_r^0, \tag{4}$$

где $\Delta k_r = k_r^0 - 1$ – начальная надкритичность импульсного реактора на мгновенных нейтронах; γ – квазистатический коэффициент гашения реактивности.

Выражение для максимальной мощности импульса в блоке имеет вид [20]

$$N_b^m = \begin{cases} \frac{G_b}{l_b} (E_r^0 - \frac{2k_{rb}}{\gamma}) & \text{при } 0 \leq k_{rb} \leq k_{rb}^s, \\ \frac{G_b \gamma (E_r^0)^2}{8l_b k_{rb}} & \text{при } k_{rb} > k_{rb}^s, \end{cases} \tag{5}$$

где $k_{rb}^s = \gamma E_r^0 / 4$. Оно справедливо для оценки характеристик импульсов в системе, состоящей из быстрого реактора и теплового подкритического блока, когда выполняется соотношение $\varepsilon = \tau_r / l_b \ll 1$, где τ_r – начальный период разгона связанной системы.

Следует отметить, что расчет функций $\alpha_{rr}(t)$, $\alpha_{rb}(t)$, $G_{br}(\mathbf{r}, t)$ и соответствующих им параметров (2) может быть выполнен методом Монте-Карло с использованием комплексов MMKFK [21] или MCNP [22, 23].

Из выражений (4) и (5) видно, что для увеличения E_b^0 и N_b^m при фиксированной энергии импульса реактора необходимо прежде всего увеличивать G_b , а также одновременно уменьшать l_b и k_{rb} . Этого можно добиться максимально «развязывая» систему, чтобы блок минимально влиял на временные характеристики импульса реактора.

В качестве основных оптимизируемых функционалов модели (1) выберем E_b^0 и N_b^m , так как они напрямую связаны с энерговкладом и со скоростью энерговклада осколков деления в газовую среду лазерно-активного элемента. При оптимизации эти функционалы следует максимизировать.

Важными функционалами являются также полная масса подкритического блока M_b и его удельная энерговооруженность $e_b = E_b^0 / M_b$. Если удельную энерговооруженность следует стремиться увеличивать, то полную массу лазерного блока необходимо уменьшать.

Геометрические и физические характеристики ядерного реактора предполагаются фиксированными. Распределение материалов внутри зон блока принималось однородным и гомогенным.

В качестве основных варьируемых параметров подкритического блока выберем M_U – массу топлива ^{235}U в объеме «активной» части подкритического блока V_b , которую занимают лазерно-активные элементы;

M_m – массу замедлителя из ZrH_2 в «активной» части блока;

m_r – массу внутреннего отражателя из гидрида циркония толщиной h_r ;

M_r – массу внешнего отражателя из берилля толщиной H_r .

Таким образом, полная масса подкритического блока составляет

$$M_b = M_U + M_m + M_r + m_r. \quad (6)$$

Расчеты параметров (2) по заданным массогабаритным характеристикам подкритического блока выполнялись с использованием комплекса MCNP [8]. Затем по формулам (4), (5) делались оценки функционалов E_b^0 и N_b^m , а также M_b и e_b .

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В расчетах предполагалось, что энергия импульса в реакторе E_r^0 фиксирована и составляет 6 МДж, а квазистатический коэффициент гашения реактивности $\gamma = 0.5 \cdot 10^{-9} \text{ Дж}^{-1}$.

Зададим начальные значения параметров: $M_U = 23.06 \text{ кг}$; $M_m = 3069.74 \text{ кг}$; $m_r = 881.0 \text{ кг}$ (соответствует толщине $h_r = 3.1 \text{ см}$); $M_r = 3464.52 \text{ кг}$ (соответствует толщине $H_r = 15.6 \text{ см}$).

Начальные значения функционалов, рассчитанные по формулам (4) и (5): $E^0_b = 4.107 \text{ МДж}$; $N_b^m = 93.13 \text{ МВт}$; $M_b = 7921 \text{ кг}$; $e_b = 0.518 \text{ кДж/кг}$.

Рассмотрим сначала зависимости выбранных функционалов от варьируемых параметров. На рисунках 2 – 5 приведены расчетные зависимости функционалов E^0_b , N_b^m , M_b и e_b от M_U , M_m , M_r и m_r , соответственно при фиксированных начальных значениях остальных параметров.

Расчеты показывают, что одновременно добиться увеличения функционалов E^0_b , N_b^m и e_b можно лишь при увеличении параметра M_U (рис. 2). При этом полная масса подкритического блока M_b практически не изменяется, а ограничением по увеличению массы урана в данном случае может являться условие достижения коэффициентом размножения нейтронов в блоке значения 1 (т.е. пока блок остается подкритическим).

Анализ зависимостей функционалов от изменения массы замедлителя в блоке показывает (см. рис. 3), что максимальные значения функционалов E_b^0 , N_b^m и e_b наблюдаются при $M_m = 0$; кроме того, при этом достигается минимальное значение массы блока M_b . Это дает основание при оптимизации на данном этапе вообще отказаться от замедлителя в блоке. Хотя не исключено, что если придется выравнивать распределение поля энерговыделения в блоке, то для этого необходимо будет рассматривать различные варианты размещения замедлителя в блоке по радиусу и длине.

При изменении массы (или толщины) внешнего отражателя (рис. 4) рассматриваемые функционалы ведут себя разнонаправленно. Это касается прежде всего энергии и максимальной мощности импульса. Если при увеличении толщины внешнего отражателя от 0 до 50 см энергия импульса увеличивается практически на порядок, при этом во столько же раз падает максимальная мощность и в четыре раза увеличивается полная масса блока. Таким образом, оптимальное значение толщины внешнего отражателя должно выбираться из некоторых дополнительных соображений, например, из максимума энергооруженности установки (на рис. 4б ему соответствует $M_r = 6729.04 \text{ кг}$ и $H_r = 29.1 \text{ см}$) или условий обеспечения максимального энерговклада (или скорости энерговклада) в газовую среду лазерного элемента.

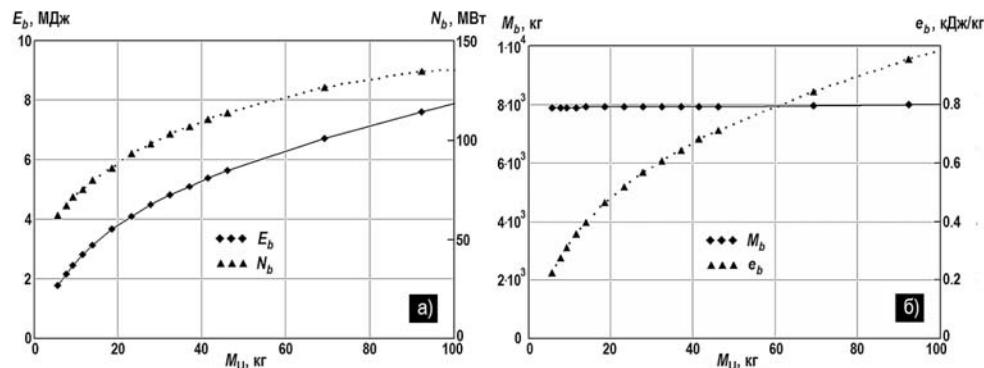


Рис. 2. Зависимости функционалов от массы топлива

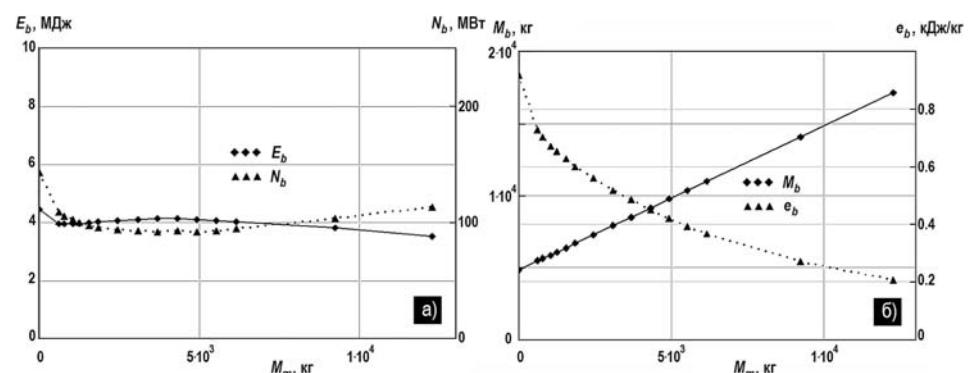


Рис. 3. Зависимости функционалов от массы замедлителя

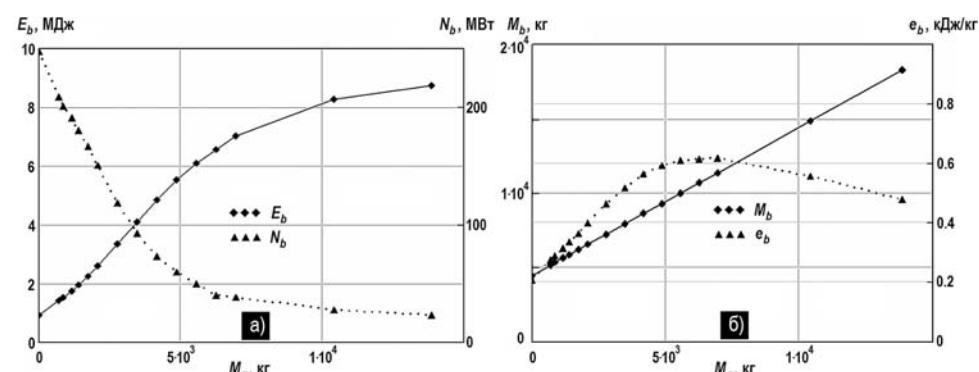


Рис. 4. Зависимости функционалов от массы внешнего отражателя

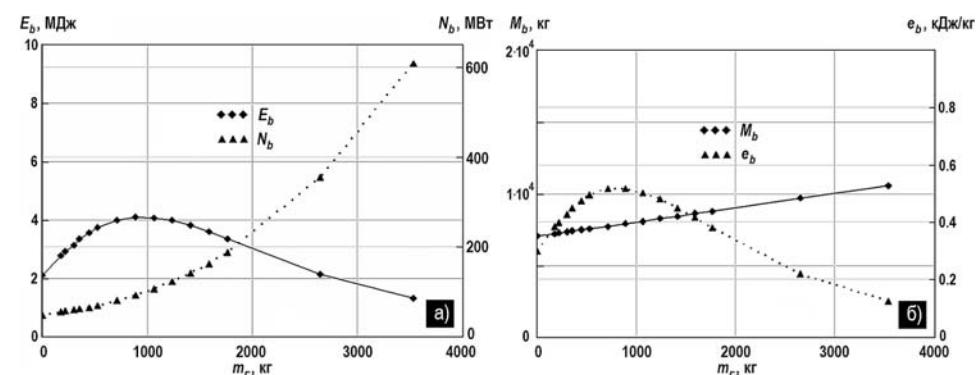


Рис. 5. Зависимости функционалов от массы внутреннего отражателя

Изменение массы (толщины) внутреннего отражателя (рис. 5) приводит также к разнонаправленному поведению функционалов E_b^0 и N_b^m , а также M_b и e_b . Однако в зависимостях энергии и энерговооруженности от массы внутреннего отражателя имеется оптимум, приблизительно соответствующий начальному значению $m_r = 881.00$ кг и толщине $h_r = 3.1$ см. Поэтому целесообразно в дальнейших расчетах зафиксировать это значение параметра.

Кроме того, на рис. 5 приведены зависимости рассматриваемых функционалов от массы внутреннего отражателя, рассчитанные для случая, когда масса урана в блоке равна 92.24 кг (в четыре раза больше начального). Как видно из рисунка, качественно эти расчеты повторяют расчеты для случая $M_U = 23.06$ кг, однако значения функционалов E_b^0 , N_b^m и e_b в полтора – два раза выше при практически неизменных значениях M_b .

Учитывая вышеупомянутые рекомендации, был выполнен расчет, при котором количество урана в подкритическом блоке $M_U = 92.24$ кг, замедлитель в блоке отсутствует $M_m = 0$ кг, а m_r и M_r сохранили прежние начальные значения. В этом случае значения исследуемых функционалов следующие: $E_b^0 = 6.684$ МДж; $N_b^m = 192.6$ МВт; $M_b = 4920.53$ кг; $e_b = 1.36$ кДж/кг. Сравнение с начальными значениями функционалов показывает увеличение по энергии в 1.6, по мощности в 2, по энерговооруженности в 2.6 раза, а по массе блока – уменьшение в 1.6 раза.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполненные расчеты показали возможность улучшения энергетических характеристик реакторно-лазерной системы, состоящей из быстрого импульсного реактора и теплового подкритического блока за счет увеличения количества делящегося материала в блоке, отказа от замедлителя в блоке, фиксации толщины внутреннего отражателя из гидрида циркония на уровне 3.1 см. Показано, что изменение толщины внешнего бериллиевого отражателя приводит к существенно разнонаправленному поведению функционалов – энергии и максимальной мощности, а также массы и энерговооруженности блока. В этой ситуации необходимо, по-видимому, решать задачу многокритериальной оптимизации, что планируется выполнить в будущем.

Литература

1. Мельников С.П., Сизов А.Н., Синянский А.А. Лазеры с ядерной накачкой. – Саров. ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2008.
2. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. – М.: Энергоатомиздат, 2003.
3. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Атомиздат. – 1974. – 493 с.
4. Avery R. Theory of coupled reactors. 1958, Proc. of 2nd Int. Conf. on Peaceful Uses of Atomic Energy. Report No. 1858.
5. Coupled Reactor Kinetics. Proc. of National Topical Meeting American Nuclear Society. Ed. C. Chezem, W. Kohler, Texas, 1967.
6. Komata M. On the Derivation of Avery's Coupled Reactor Kinetics Equations. // Nucl. Sci. and Eng. – 1968. – Vol. 38. – P. 193
7. Stevenson M., Gage S. Application of a Coupled Fission Mode Approach to Modular Reactor Kinetics. // J. of Nucl. Ener. – 1970. – Vol. 24. – No. 1. – P. 1.
8. Thayer G., Miley G., Jones B. Experimental Studies of Large Amplitude Transients in Weakly Coupled Cores. // Trans. of Amer. Nucl. Soc. – 1972. – Vol. 15. – No. 2. – P. 925.
9. Thayer G., Miley G., Jones B. An Experimental Study of Two Coupled Reactors. // Nucl. Techn. – 1975. – Vol. 25. – No. 1. – P. 56.
10. Difilippo F., Waldman R. The Kinetics of a Coupled Two-Core Nuclear reactor. // Nucl. Sci.

- and Eng. – 1976. – Vol. 61. – No. 1. – P. 60.
11. Кувшинов М.И., Чередник П.Ф., Игнатов И.И. Экспериментальное исследование связанных систем, содержащих импульсный реактор БИР и подкритическую сборку. // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 1988. – № 2. – С. 3.
12. Takezawa H., Obara T., Gulevich A., Kukharchuk O. Criticality Analysis of Pulse Core and Laser Module Coupled Small Reactor with Low Enriched Uranium. // Progress in Nuclear Energy. – 2008. – Vol. 50. – No. 2-6. – P. 304.
13. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1976.
14. Ломидзе В.Л. Импульсные ядерные реакторы. – М.: Знание. – 1982. – 63 с.
15. Колесов В.Ф. Апериодические импульсные реакторы. Т. 1, 2. – Саров: ФГУП «РФНЦ-ВНИИЭФ». – 2007. – 553 с.
16. Леваков Б.Г., Лукин А.В., Магда Е.П. Импульсные ядерные реакторы РФНЦ-ВНИИТФ. – Снежинск: РФНЦ-ВНИИТФ. – 2002. – 608 с.
17. Гулевич А.В., Кухарчук О.Ф., Пашин Е.А., Полевои В.Б. Модифицированная модель нейтронной кинетики реакторно-лазерного устройства. Препринт ФЭИ-2264, Обнинск. – 1992.
18. Takezawa H., Obara T. New approach to space-dependent kinetic analysis by the integral kinetic model. // Nucl. Sci. and Eng. – 2012. – Vol. 171. – P. 1.
19. Гулевич А.В., Кухарчук О.Ф. Аналитические оценки параметров нейтронных импульсов в лазерной системе с накачкой от импульсного реактора. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1996. – №. 1. – С. 37.
20. Гулевич А.В., Кухарчук О.Ф., Брежнев А.И. Аналитические оценки параметров импульсов в модифицированной интегральной модели кинетики для импульсного реактора и подкритического блока. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 2. – С. 87-98.
21. Полевои В.Б., Леонтьев В.В., Овчинников А.В., Тарасова О.Б.. Базовый пакет программ комплекса MMKFK-2 для решения задач переноса нейтронов в физике реакторов (MMKFK-2-BASE). ОФАП ЯР, №00371. – М., 1996.
22. MCNP – a general Monte Carlo N-particle Transport Code, Version 4B/ Ed. J. Briesmeister LANL LA-12625-M. – 1997.
23. Бережной К.В., Кухарчук О.Ф. Применение кода MCNP для расчета нейтронно-физических характеристик связанных реакторных систем: Препринт ФЭИ-2961. Обнинск. – 2002.

Поступила в редакцию 25.12.2015 г.

Авторы

Гулевич Андрей Владиславович, заместитель директора Отделения ядерных реакторов и топливного цикла, доктор физ.-мат. наук
E-mail: gulevich@ippe.ru.

Кухарчук Олег Филаретович, заместитель генерального директора – директор Отделения космических энергетических систем, доктор физ.-мат. наук
E-mail: kuh@ippe.ru.

Брежнев Андрей Иванович, инженер-исследователь
E-mail: brezhand@gmail.com

Суворов Алексей Анатольевич, начальник отдела Отделения космических энергосистем, доктор физ.-мат. наук
E -mail: suvorov@ippe.ru.

UDC 621.039.5

ON FEASIBILITY OF OPTIMIZING THE NEUTRONIC PERFORMANCE OF A LASER SYSTEM PUMPED BY A PULSED REACTOR

Gulevich A.V., Kuharchuk O.F., Brezhnev A.I., Suvorov A.A.

JSC «SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky», 1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The paper examines the calculated feasibility of improving the energy characteristics of power pulses in a system consisting of a reactor and a subcritical block (thermal in neutronic terms). A BARS-type fast neutron reactor is used as a self-quenching pulsed reactor.

The subcritical block is a tubular structure comprising laser-active components, moderator components and two reflectors (internal and external). The internal reflector material is zirconium hydride, and the external reflector material is beryllium. The pumping area containing the laser-active components consists of zirconium hydride moderator, aluminum and uranium-molybdenum fuel (95% enriched uranium).

The system operates in a pulsed mode. Fast neutrons are generated in the nuclear reactor at the pulse moment, many of which are leakage neutrons entering the subcritical block, slowing down there and inducing fissions of uranium nuclei in the laser-active components. After the pulse terminates, the reactor changes to a deeply subcritical state, and the laser pulse generation stops.

The neutron kinetics in the system under consideration is modeled based on a modified integral model.

The pulse maximum power and energy in the system's subcritical block, as well as its weight and energy-to-weight ratio are selected as functionals for the optimization. The fissile material and moderator weight and the thickness of the subcritical block's internal and external reflectors are adopted as variables.

The calculations have shown that it is possible to improve the energy characteristics of a reactor-laser system by increasing the amount of the fissile material in the block, not using the moderator in the block and fixing the thickness of the internal zirconium hydride reflector at a level of 3.1 cm. It has been shown that a change in the external beryllium reflector thickness leads to a highly multidirectional behavior of the functionals (energy and maximum power, as well as the block weight and energy-to-weight ratio).

Key words: neutron kinetics, laser system pumped by nuclear reactor, pulse energy and maximum power.

REFERENCES

1. Mel'nikov S.P., Sizov A.N., Sinyanskij A.A. Nuclear Pumped Lasers. Sarov. RFYAC-VNIIEF Publ., 2008, 440 p. (in Russian).
2. Gulevich A.V., D'yachenko P.P., Zrodnikov A.V., Kuharchuk O.F. Pulsed Coupled Reactor System. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2003, 360 p. (in Russian).
3. Bell D., Glasstone S. Nuclear Reactor Theory. Moscow. Atomizdat Publ., 1974, 493 p. (in Russian).
4. Avery R. Theory of Coupled Reactors. 1958, Proc. of 2nd Int. Conf. on Peaceful Uses of Atomic Energy. Report #1858.
5. Coupled Reactor Kinetics. Proc. of National Topical Meeting American Nuclear Society. Ed. C.Chezem, W.Kohler, Texas, 1967.
6. Komata M. On the Derivation of Avery's Coupled Reactor Kinetics Equations. *Nucl. Sci. and Eng.*, 1968, v.38, p. 193.

7. Stevenson M., Gage S. Application of a Coupled Fission Mode Approach to Modular Reactor Kinetics. *J. of Nucl. Ener.*, 1970, v. 24, no. 1, p. 1.
8. Thayer G., Miley G., Jones B. Experimental Studies of Large Amplitude Transients in Weakly Coupled Cores. *Trans. of Amer. Nucl. Soc.*, 1972, v. 15, no. 2, p. 925.
9. Thayer G., Miley G., Jones B. An Experimental Study of Two Coupled Reactors. *Nucl. Techn.*, 1975, v. 25, no. 1, p. 56.
10. Difilippo F., Waldman R. The Kinetics of a Coupled Two-Core Nuclear reactor. *Nucl. Sci. and Eng.*, 1976, v. 61, no. 1, p. 60.
11. Kouvshinov M.I., Cherednik P.F., Ignatov I.I. Experimental Investigation of Coupled Systems Containing Pulsed Reactor BIR and Subcritical Assembly. *Voprosy Atomnoi Nayki i Tekhniki. Ser. Physics of Nuclear Reactors*, 1988, v. 2, p. 3 (in Russian).
12. Takezawa H., Obara T., Gulevich A., Kukharchuk O. Criticality Analysis of Pulse Core and Laser Module Coupled Small Reactor with Low Enriched Uranium. *Progress in Nuclear Energy*, 2008, v. 50, no. 2-6, p. 304.
13. Shabalin E.P. Pulsed Fast Neutron Reactors. Moscow. Atomizdat Publ., 1976, 248 p. (in Russian).
14. Lomidze V.L. Pulsed Nuclear Reactors. Moscow. Znanie Publ., 1982, 63 p. (in Russian).
15. Kolesov V.F. Aperiodic Pulsed Reactors. V.1, 2. Sarov. RFNC-VNIIEF Publ., 2007, 553 p. (in Russian).
16. Levakov B.G., Lukin A.V., Magda E.P. Pulsed Nuclear Reactors of RFNC VNIITF. Snezhinsk. RFNC VNIITF Publ., 2002, 608 p. (in Russian).
17. Gulevich A.V., Kukharchuk O.F., Pashin E.A., Polevoj V.B. A Modified Model of Neutron Kinetics of the Reactor Laser Facility. Preprint FEI-2264, Obninsk, 1992, 20 p. (in Russian).
18. Takezawa H., Obara T. New approach to space-dependent kinetic analysis by the integral kinetic model. *Nucl. Sci. Eng.*, 2012, 171, p. 1.
19. Gulevich A.V., Kukharchuk O.F. Analytical Estimates of Neutron Pulse Parameters in a Laser System Pumped by a Pulsed Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 1996, no. 1, p. 37 (in Russian).
20. Gulevich A.V., Kukharchuk O.F., Brezhnev A.I. Analytical Estimates of Pulse Parameters in a Modified Integral Neutron Kinetics Model for a Pulsed Reactor and a Subcritical Block. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016, no. 2, pp. 87-98 (in Russian).
21. Polevoj V.B., Leont'ev V.V., Ovchinnikov A.V. Tarasova O.B. MMKFK-2 Base Program Package for Solution of Neutron Transport Problems in Reactor Physics (MMKFK-2-BASE). OFAP YAR, №00371. Moscow. 1996, 78 p. (in Russian).
22. MCNP – A General Monte Carlo N-particle Transport Code, Version 4B. Ed. J. Briesmeister LANL LA-12625-M. 1997, 741 p.
23. Berezhnoj K.V., Kukharchuk O.F. Use of the MCNP Code for Calculating the Neutronic Performance of Coupled Reactor Systems. Preprint FEI-2961. Obninsk, 2002, 28 p. (in Russian).

Authors

Gulevich Andrej Vladislavovich, Deputy Director of the Nuclear Reactors and Fuel Cycle Division, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: gulevich@ippe.ru.

Kukharchuk Oleg Filaretovich, Deputy Director General – Spase Power Engineering Systems Division Director, Dr. Sci. (Phys.-Math.),
E-mail: kuh@ippe.ru.

Brezhnev Andrej Ivanovich, Research Engineer
E-mail: brezhand@gmail.com

Suvorov Alexej Anatol'evich, Head of Department of Spase Power Engineering Systems Division, Dr. Sci. (Phys.-Math.),
E-mail: suvorov@ippe.ru.

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГОТЕХНОЛОГИИ С РЕАКТОРОМ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ВОДОРОДА (ЧАСТЬ I)

**С.Г. Калякин*, Ф.А. Козлов*, А.П. Сорокин*, Г.П. Богословская*,
А.П. Иванов*, М.А. Коновалов**, А.В. Морозов*, В.Ю. Стогов***

* АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». 249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

** НИЯУ «МИФИ». 115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31



Нейтронно-физические и теплофизические исследования реакторной установки с БН-ВТ тепловой мощностью 600 МВт показали, что имеется принципиальная возможность обеспечить требуемые параметры высокотемпературного быстрого реактора для производства большого количества водорода, например, на основе одного из термохимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования электроэнергии. Относительная малогабаритность, вид теплоносителя, выбор делящегося вещества и конструкционных материалов позволяют создать реактор с внутренними присущими ему свойствами (исключение разгона реактора на мгновенных нейтронах, пассивное снятие остаточного тепловыделения), обеспечивающими повышенную ядерную и радиационную безопасность.

В состав реакторной установки БН-ВТ входят быстрый реактор с натриевым теплоносителем, три петли системы аварийного отвода тепла, три комплекта оборудования петель второго контура для передачи высокопотенциального тепла от реактора к химическим установкам, производящим водород, или газотурбинной установке для снабжения химических агрегатов электрической энергией. В состав каждой петли входит промежуточный теплообменник, расположенный внутри корпуса реактора, центробежный насос и трубопровод для отвода и возвращения натрия в реактор. При разработке облика исследуемого реактора учтены современные требования по безопасности и экономике реакторов будущих поколений. Проведенные расчетные исследования показали, что попадание водорода в пределах возможных допусков практически не сказывается на нейтронно-физических характеристиках и на параметрах безопасности реактора. Решение проблемы стойкости твэла смягчено за счет выбора низкой тепловой нагрузки на твэлы. В качестве возможного варианта конструкционного материала рассмотрена сталь ЭП-912-ВД.

Необходимы дальнейшие исследования жаропрочных материалов и изучение их поведения под облучением.

Ключевые слова: быстрый реактор, высокотемпературный, натрий, производство водорода, интегральная компоновка, нейтронная физика, теплофизика, вопросы безопасности, стали.

ВВЕДЕНИЕ

Ядерная энергетика в общей стратегии развития топливно-энергетического комплекса – не альтернатива и конкурент, а потенциал сохранения эффективности топливных ресурсов на длительный период, способный повысить надежность и безопасность энергоснабжения, становясь «источником источника» энергии и других ресурсов. Сегодня обсуждается несколько альтернативных стратегий развития ядерной энергетики [1, 2]. Одно из основных требований к будущей ядерной энерготехнологии – крупномасштабность предполагает более высокий уровень безопасности всех ее элементов, включая реакторные установки и технологии закрытого ядерного топливного цикла [3, 4]. Важным направлением формирования новой технологической платформы ядерной энергетики является разработка инновационных быстрых реакторов с напряженными температурными и дозовыми нагрузками, использующими в качестве теплоносителей натрий [5, 6].

Наиболее значительной проблемой, определяющей в будущем развитие экологически чистой энергетики, является вовлечение в топливный цикл водорода. Водород является очень привлекательным элементом для замены нефти и газа, хотя сам он является не источником, а носителем энергии. Как ожидается, потребность в его производстве резко возрастет в ближайшем будущем. В настоящее время основным способом производства водорода является паровая конверсия метана. Однако, с точки зрения долгосрочной перспективы крупномасштабного получения водорода, данный способ не является жизнеспособным, так как требует потребления невозобновляемых ресурсов и сопровождается выделением парниковых газов в окружающую среду. Поэтому разрабатываются альтернативные способы производства водорода методами расщепления воды с помощью термохимических или электролизных процессов, требующие высокотемпературного источника тепла для повышения эффективности этих процессов [7, 8].

В силу использования таких теплоносителей как газы, жидкие металлы (натрий, свинец), высокотемпературными источниками тепла могут служить ядерные реакторы Поколения IV [9, 10]. Температура на выходе из активной зоны в таких реакторах может достигать 900 – 950 °С. Это новый класс реакторов, нацеленных как на производство электроэнергии с высоким КПД (50%), так и на обеспечение технологических процессов при производстве водорода, газификации и ожигании угля, углубленной переработки нефти, преобразовании биомассы в жидкое топливо, в химической промышленности, металлургии и т.д.

Для обеспечения таких технологических процессов, безусловно, требуются затраты энергии, но в результате получаем топливо (на примере водорода) совершенствованного нового качества, которое позволяет решить многие экологические проблемы.

Выполненные в ГНЦ РФ-ФЭИ под руководством В.М. Поплавского концептуальные исследования по выбору облика энергетического высокотемпературного быстрого натриевого реактора (БН-ВТ) для крупномасштабной атомно-водородной энергетики показали [11], что создание такого реактора является реальной задачей. Кроме специализированных реакторов для получения водорода привлекательным является рассмотрение существующих реакторов для использования их тепла в этих целях, при этом подогрев теплоносителя в отдельной петле следует производить за счет электричества, получаемого в этом реакторе, до требуемой температуры. Такая

разработка выполнена коллективом авторов (Г.Л. Хорасанов и др.) на базе реактора БН-600 [12, 13]. На первый план выходит решение вопросов технологического характера, связанных с высоким уровнем температуры в реакторной установке (РУ): создание технологии натриевого теплоносителя при высоких температурах и концентрациях водорода на длительный ресурс, применение жаропрочных радиационно-стойких конструкционных материалов, обеспечение их коррозионной стойкости при содержании кислорода в натриевом теплоносителе на уровне 0,1 ППМ [12]. Целью работы является обсуждение комплексных (не только нейтронно-физических, но и теплогидравлических и технологических) исследований в обоснование концептуального решения и безопасности высокотемпературного реактора с натриевым теплоносителем для производства водорода БН-ВТ мощностью 600 МВт (тепл.).

СОСТАВ И ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БН-ВТ

Реакторная установка БН-ВТ. В состав РУ БН-ВТ (рис. 1) входят быстрый реактор с натриевым теплоносителем, три петли системы аварийного отвода тепла, три комплекта оборудования петель второго контура для передачи высокопотенциального тепла от реактора к химическим установкам, производящим водород, или газотурбинной установке для снабжения химических агрегатов электрической энергией. Каждая петля содержит промежуточный теплообменник, расположенный внутри корпуса реактора, центробежный насос и трубопровод для отвода и возвращения натрия в реактор.

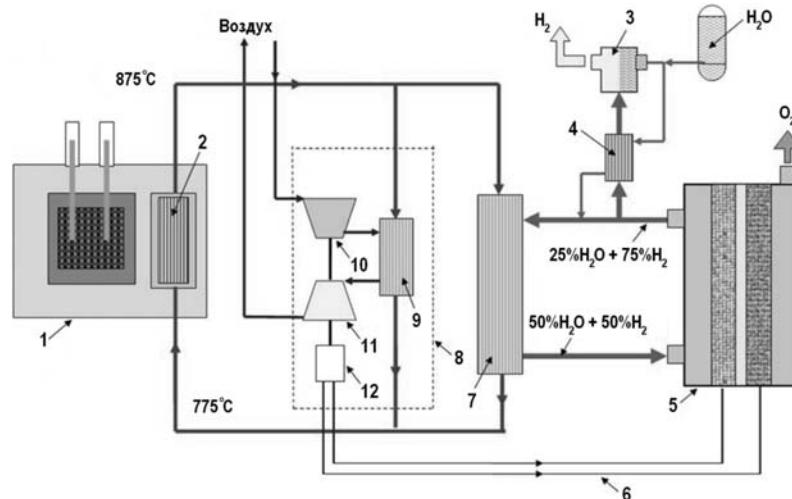


Рис. 1. Схема реакторной установки для производства электроэнергии и водорода на основе технологии твердооксидного электролиза воды: 1 – быстрый реактор; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – сепаратор водорода; 4 – теплообменник; 5 – твердооксидный электролизер; 6 – электроэнергия на электролизер; 7 – парогенератор; 8 – газотурбинная установка; 9 – теплообменник; 10 – компрессор; 11 – турбина; 12 – электрогенератор

При разработке облика исследуемого реактора учтены современные требования по безопасности и экономике реакторов будущих поколений. В нем развивается инновационная идеология быстрых реакторов на основе достигнутых успехов в технологии БН. За основу конструкции реактора выбран успешно работающий уже более 30-ти лет реактор БН-600. Основные технические характеристики РУ БН-ВТ приведены в табл. 1.

Предлагается интегральная компоновка основного оборудования первого (радиоактивного) контура в баке реактора с основным и страховочными корпусами, что

способствует достижению высокого уровня безопасности и позволяет исключить боксы вспомогательных систем первого контура. Основной корпус реактора, предназначенный для размещения внутренкортусного оборудования, натрия и аргона первого контура и организации циркуляции натрия, представляет собой вертикальный цилиндрический бак, имеющий конусную крышу и эллиптическое днище с опорным кольцом. Корпус реактора находится в контакте с внутренней стороны с натрием, за исключением верхней части (крыши), контактирующей с аргоном газовой подушки реактора, с наружной стороны с аргоном, находящимся в страховочной полости, и воздухом шахты реактора вне страховочной полости.

Внутри корпуса такого адаптированного под генерацию тепла реактора располагается активная зона, промежуточные теплообменники, ГЧН первого контура, аварийные теплообменники расхолаживания, электрохимический датчик водорода, электрохимический датчик кислорода и углерода, труба заполнения, трубы газовой компенсации и перелива, система контроля герметичности оболочек. В связи с большими габаритами холодные ловушки (ХЛ) вынесены за пределы корпуса реактора.

Таблица 1

Основные технические характеристики БН-ВТ

Наименование технического параметра, размерность	Величина параметра
Номинальная тепловая мощность, МВт	600
Количество теплоотводящих петель	3
Температура теплоносителя, °С – на входе в активную зону	800
– на выходе из активной зоны	900
– на входе в ПТО	775
– на выходе из ПТО	875
Расход натрия через один ПТО, кг/с	1379
Абсолютное давление теплоносителя на входе в активную зону, МПа	≤ 1,0
Избыточное давление в газовом объеме реактора, МПа	0,054

Характеристики ядерного реактора. В качестве начального этапа исходя из готовности технологии БН предлагается максимально сохранить конструкцию реактора, использовать урановое оксидное топливо, изменив только уровень температур. Основная цель на этом этапе – выявить узкие места с точки зрения уже отлаженной конструкции, оставив вопрос об конструкционных материалах открытым. Существующая высокая культура проектирования БН и технические решения, проверенные длительной эксплуатацией, должны способствовать реализуемости установки. В дальнейшем в зависимости от полученных результатов можно рассмотреть возможность использования других видов топлива: МОХ-топливо, нитридное уран-плутониевое топливо в твэле контейнерного типа, ториевый цикл и другие потенциально перспективные решения, которые требуют практического обоснования.

Конструкции ТВС, компоновка активной зоны и картограмма загрузки БН-ВТ аналогичны БН-600 [15]. Активная зона БН-ВТ состоит из набора сборок – ТВС, стержней СУЗ, ИН, ССЗ и СБЗ, расположенных в реакторе по треугольной решетке со средним шагом 98,35 мм. Активная зона включает в себя 369 урановых ТВС трех типов обогащения, 27 стержней СУЗ, два источника нейтронов. По радиусу активная зона разбита на три зоны, отличающиеся друг от друга обогащением топлива. ТВС содержат части верхнего и нижнего торцевых экранов из таблеток диоксида обедненного или естественного урана, размещенных в общей оболочке с топливными таблетками. Вокруг активной зоны размещены сборки боковой зоны воспроизводства.

Исходя из соотношения мощностей БН-600 и проекта БН-ВТ можно предположить, что при понижении тепловой мощности с 1470 до 600 МВт (~ 2,5 раза) межперегрузочный интервал можно увеличить с 140 сут до годового – 330 сут. Эффективности системы компенсаторов с запасом должно хватить для компенсации выгорания, а увеличенный температурный эффект реактивности (изотермический разогрев реактора от температуры перегрузки до входной на номинальной мощности) можно компенсировать. Остальные эффекты реактивности не должны сильно измениться. Характеристики реакторного блока даны в табл. 2.

Таблица 2

Основные характеристики реакторного блока БН-ВТ

Характеристика	Величина
Мощность (тепловая), МВт	600
Ядерное топливо	UO ₂
Размеры активной зоны ($D \times H$) по корпусу, мм	3900×1300
Толщина отражателя, мм	200
Размер «под ключ» и толщина стенки шестигранного чехла ТВС, мм	96×2
Количество твэлов в ТВС	127
Материал чехла ТВС, оболочки твэлов и дистанционирующей проволоки	ЭП-912-ВД
Диаметр и толщина оболочки твэла ($d \times \delta$), мм	6,9×0,4
Поперечный размер дистанционирующей проволоки, мм – для 91 центрального твэла – для 36 периферийных твэлов	Ø1,05 0,6×1,3
Размеры топливной таблетки (втулки), мм – наружный диаметр – внутренний диаметр	Ø5,9 Ø1,7
Высота активной зоны, мм	1030
Высота торцевых зон воспроизводства, мм – верхней – нижней	300 350
Высота газовой полости, мм	617
Полная длина ТВС, мм	3500
Время между перегрузками, сут.	330
Температура перегрузки, °C	230
Максимальная температура оболочки твэла, °C	1025
Полный температурный эффект реактивности (230°C → T_{bx}) (230°C → 368°C) / (230°C → 800°C), %ΔK/K	-1,431
Полный мощностной эффект реактивности ($T_{bx} \rightarrow N_{nom}$), %ΔK/K	-0,452

ОТДЕЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ

Особенностью работы реактора в составе комплекса по производству водорода является необходимость учета вероятности попадания водорода по тракту теплоносителя в активную зону реактора. Проведенные расчетные исследования показали (табл. 3), что попадание водорода в пределах возможных допусков практически не оказывается на нейтронно-физических характеристиках реактора и на параметрах безопасности реактора.

Таблица 3

Изменение реактивности реактора в зависимости от наличия водорода в теплоносителе

Содержание водорода в натрии, рсм	Реактивность, вносимая водородом в составе натрия, %ΔK/K
0	0,000
50	0,0081
100	0,014
150	0,022
200	0,027
250	0,032

Высокий уровень температуры увеличивает вероятность закипания натрия. Удаление натрия вызывает незначительный отрицательный натриевый пустотный эффект реактивности, что обусловлено урановым топливом. Таким образом, можно не требовать значительного увеличения давления в первом контуре. Для организации замкнутого топливного цикла имеется возможность рассмотреть уран-ториевый цикл с близкими характеристиками эффектов реактивности. Ключевая проблема для высокотемпературного реактора – стойкость твэла. В предлагаемой конструкции РУ ситуация смягчена за счет выбора низкой тепловой нагрузки на твэлы. Можно дополнительно снизить максимальное выгорание.

КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ

Самым сложным в конструкционном плане является выбор высокотемпературного материала для реакторных условий. Для оболочек твэлов необходимы сплавы, имеющие высокую жаропрочность и являющиеся коррозионно-стойкими в натриевом теплоносителе при температурах от 900 до 1200°C, радиационно-стойкими до 100 сна. Результаты исследований коррозии конструкционных материалов представлены в работах [16 – 19]. В качестве таких сплавов могут быть рассмотрены молибденовые и ниобиевые сплавы, обладающие технологичностью и высокими жаропрочными свойствами, коррозионной стойкостью в натриевом теплоносителе.

Наиболее подходящими конструкционными материалами могут служить сплавы на основе молибдена, но их использование приводит к заметному поглощению нейтронов, что требует изменения обогащения топлива. По предварительным оценкам при максимальном содержании молибдена с учетом значительного запаса по реактивности увеличение обогащения топлива не приведет к нарушению требований по безопасности реактора в процессе работы и при аварийных ситуациях. Проблема использования конструкционного материала на основе молибдена может быть решена при изменении изотопного состава топлива.

В качестве возможного варианта конструкционного материала рассмотрена сталь ЭП-912-ВД. Этот сплав, в стандартных обозначениях Х15Н35В10Б (разработка ВИАМ и ФЭИ), – один из перспективных конструкционных материалов для работы в контакте с натриевым теплоносителем в атмосфере воздуха при температуре 900 – 950°C. Высокая кратковременная и длительная прочность сплава сочетается с высокими характеристиками пластичности и вязкости при температурах до 950°C и температуре горячей деформации, стабильностью структуры и механических свойств, хорошей коррозионной стойкостью в натриевом теплоносителе, а также высокой окалиностойкостью. Аргонно-дуговую сварку листов толщиной до 12 мм рекомендуется выполнять с использованием сварочной проволоки марок ХН60ВТ, 06Х15Н60М15 и Х15И35В12, которые обеспечивают высокую стойкость металла шва

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

против образования горячих трещин. Важной характеристикой является отсутствие в составе стали молибдена (табл. 4).

Химический состав высоконикелевой нержавеющей стали ЭП-912-ВД [20]

C	Si	Mn	S	P	W	Ni	Nb	Fe
0,03	0,32	0,06	0,005	0,005	9,13	35,97	0,93	Ост.

Альтернативным материалом является жаропрочная хромоникелевая сталь аустенитного класса марки 07Х15Н30В5М2 (ЧС81), разработанная в ЦНИИКМ «Прометей» (табл. 5). Она рекомендована для работы при температуре 900 – 950°C. Исследования в ЦНИИКМ «Прометей» прочностных характеристик, коррозионной стойкости в натриевом теплоносителе, термической стабильности показали, что указанная сталь обладает комплексом физико-механических и технологических свойств, необходимых для работы в высокотемпературных реакторах.

Таблица 4

Состав нержавеющей стали ЧС81 [21]

Таблица 5

C	Si	Mn	S	P	W	Cr	Ni
≤ 0,07	≤ 0,2	0,8 – 1,2	≤ 0,01	≤ 0,015	4,5 – 5,5	14,0 – 17,0	29,0 – 31,0
Mo	Ti	Al		ДР		Стандарт	
1,8 – 2,2	≤ 0,06	≤ 0,12		Cu ≤ 0,08; N ≤ 0,03; Fe ≤ ост; Y ≤ 0,05		ТУ14-1-3970-85 ТУ14-1-4244-87	

Сравнение реактивности, вносимой в реактор конструкционными материалами из этих сталей, показано в табл. 6. Конструкционные материалы активной зоны (сталь ЧС-68 х.д.) в БН-600 вносят реактивность в реактор, равную $-2,218 \cdot 10^{-2}$ ($\Delta K/K$). Это отличие может быть скомпенсировано органами СУЗ. Поэтому предпочтение может быть отдано стали ЧС-81, хотя окончательный выбор может быть сделан после всестороннего исследования различных конструкционных материалов применительно к высокотемпературному реактору.

Таблица 6

Вклад элементов конструкционных материалов активной зоны в эффективный коэффициент размножения, $K_{\text{эфф}}$

Химический элемент	ЭП-912-ВД		ЧС-81	
	$\Delta K/K$	Нуклидный состав	$\Delta K/K$	Нуклидный состав
Fe	$-1,08 \cdot 10^{-2}$	25,9%	$-8,78 \cdot 10^{-3}$	22,6%
Cr			$-3,35 \cdot 10^{-3}$	8,6%
Ni	$-1,67 \cdot 10^{-2}$	39,9%	$-1,40 \cdot 10^{-2}$	36,0%
Mo			$-3,12 \cdot 10^{-3}$	8,0%
W	$-1,43 \cdot 10^{-2}$	34,3%	$-8,42 \cdot 10^{-3}$	21,7%
Mn			$-1,16 \cdot 10^{-3}$	3,0%

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенных нейтронно-физических и теплофизических исследований реакторной установки БН-ВТ 600 МВт (тепл.) показали, что можно обеспечить

требуемые параметры высокотемпературного реактора на быстрых нейтронах для производства больших количеств водорода, например, на основе одного из термохимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования и высоким КПД производства электроэнергии (относительные доли тепла, идущего на технологические нужды и на производство электроэнергии, могут быть определены из экономических расчетов в дальнейшем), удовлетворяя при этом требованиям безопасности. Относительная малогабаритность, вид теплоносителя, выбор делящегося вещества и конструкционных материалов позволяют создать реактор с внутренними присущими ему свойствами (исключение разгона реактора на мгновенных нейтронах, пассивное снятие остаточного тепловыделения), обеспечивающими повышенную ядерную и радиационную безопасность, отвечающий требованиям для реакторов Поколения IV.

Литература

1. Говердовский А.А., Калякин С.Г., Рачков В.И. Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI веке // Теплоэнергетика. – 2014. – №5. – С.3-9.
2. Рачков В.И., Калякин С.Г. Инновационная ядерная энерготехнология – основа крупномасштабной ядерной энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №1. – С. 5-16.
3. Рачков В.И. Научно-технические проблемы формирования крупномасштабной ядерной энергетики // Энергосбережение и водоподготовка. – 2013. – №5. – С. 2-8.
4. Рачков В.И. Разработка технологий закрытого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами для крупномасштабной ядерной энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №3. – С. 5-14.
5. Рачков В.И., Арнольдов М.Н., Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Козлов Ф.А., Логинов Н.И., Орлов Ю.И., Сорокин А.П. Жидкие металлы в ядерной, термоядерной энергетике и других инновационных технологиях // Теплоэнергетика. – 2014. – №5. – С. 20-30.
6. Рачков В.И., Калякин С.Г., Кухарчук О.Ф., Орлов Ю.И., Сорокин А.П. От первой АЭС до ЯЭУ IV поколения (к 60-летию Первой АЭС) // Теплоэнергетика. – 2014. – №5. – С. 11-19.
7. International Atomic Energy Agency. Hydrogen as an Energy Carrier and its Production by Nuclear Power: IAEA-TECDOC-1085, IAEA, Vienna. – 1999.
8. Морозов А.В., Сорокин А.П. Способы получения водорода и перспективы использования высокотемпературного быстрого натриевого реактора для его производства / 21-я Международная конференция по структурной механике в реакторной технологии (SMIRT-21), семинар по высокотемпературным проектам, 14-15 ноября 2011, Калпаккам, Индия.
9. Innovation in Nuclear Energy Technology. – NEA, N. 6103, OECD Nuclear Energy Agency. – 2007.
10. Альбицкая Е.С. Развитие ядерно-энергетических систем // Атомная техника за рубежом. – 2013. – №11. – С. 3-16.
11. Поплавский В.М., Забудько А.Н., Петров Э.Е. Физические характеристики и проблемы создания натриевого быстрого реактора как источника высокопотенциальной тепловой энергии для производства водорода и других высокотемпературных технологий // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – №3. – С. 129-134.
12. Хорасанов Г.Л., Колесов В.В., Коробейников В.В. К вопросу получения водорода на базе ядерных технологий // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №2. – С. 81-87.
13. Хорасанов Г.Л., Иванов А.П., Блохин А.И. Конверсия метана с использованием водяного пара быстрых ядерных реакторов // Альтернативная энергетика. – 2004. – №6. – С. 57.
14. Калякин С.Г., Козлов Ф.А., Сорокин А.П. Состояние и задачи исследований по технологии высокотемпературного натриевого теплоносителя / 21-я Международная конференция по структурной механике в реакторной технологии (SMIRT-21), семинар по высокотемпературным проектам, 14-15 ноября 2011, Калпаккам, Индия.
15. Казанский Ю.А., Троянов М.Ф., Матвеев В.И. Исследование физических характеристик реактора БН-600 // Атомная энергия. – 1983. – Т. 55. – Вып. 1. – С. 9-14.
16. Невзоров Б.А., Зотов В.В., Иванов В.А., Старков О.В., Краев Н.Д., Умняшкин Е.Б., Соловьев В.А. Коррозия конструкционных материалов в жидких щелочных металлах. – М.:

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Атомиздат, 1977.

17. *Бескоровайный Н.М., Иолтуховский А.Г.* Конструкционные материалы и жидкокометаллические теплоносители. – М.: Энергоатомиздат, 1983.

18. *Zhang J., Marcille T.F., Kapernick R.* Theoretical Analysis of Corrosion by Liquid Sodium and Sodium-Potassium Alloys // Corrosion. – 2008. – Vol. 64. – No. 7. – PP. 563-573.

19. *Thorley A.W.* Mass Transfer Behavior of SS in Flowing Sodium Environment at Different Oxygen Levels / 4-th Int. Conf. on Liquid Metal Engineering and Technology. – Avignon, France, 1988.

20. *Кольцов А.Г., Рощупкин В.В., Ляховицкий М.М.* Экспериментальное исследование физико-механических свойств конструкционной стали ЭП-912. – Москва, Россия. Доступно на сайте http://archive.nbuvg.gov.ua/portal/soc_gum/vsunu/2011_12_1/Kolcov.pdf.

21. Металлы и сплавы: марки и химический состав. Составитель и редактор Беккерев И.В. Ульяновск: УлГТУ. – 2007. – ISBN 978-59795-0042-3. Дополненное издание доступно по адресу <http://www.bibliotekar.ru/spravochnik-73/index.htm>

Поступила в редакцию 25.07.2016 г.

Авторы

Калякин Сергей Георгиевич, первый заместитель генерального директора по науке – директор Института ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ) ГНЦ РФ-ФЭИ, д-р техн. наук

E-mail: kalyakin@ippe.ru

Козлов Федор Алексеевич, советник директора ОБ ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, д-р техн. наук, профессор

E-mail: kozlov@ippe.ru

Сорокин Александр Павлович, зам. директора по теплофизическим исследованиям ОБ ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, д-р техн. наук

E-mail: sorokin@ippe.ru

Богословская Галина Павловна, в.н.с. ОБ ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, канд. техн. наук

E-mail: gpbogoslov@ippe.ru

Иванов Анатолий Петрович, зам. директора ОЯРиТЦ ГНЦ РФ-ФЭИ

E-mail: ivanov@ippe.ru

Коновалов Михаил Александрович, аспирант НИЯУ «МИФИ»

E-mail: kozlov@ippe.ru

Морозов Андрей Владимирович, в.н.с. ОБ ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, д-р техн. наук

E-mail: sas@ippe.ru

Стогов Виктор Юрьевич, в.н.с. ОЯРиТЦ ГНЦ РФ-ФЭИ

E-mail: stogov@ippe.ru

UDC 621.039.58

INVESTIGATIONS FOR THE SUBSTANTIATION OF HIGH-TEMPERATURE NUCLEAR POWER GENERATION TECHNOLOGY USING FAST SODIUM-COOLED REACTOR FOR HYDROGEN PRODUCTION AND OTHER INNOVATIVE APPLICATIONS (PART 1)

Kalyakin S.G.*, Kozlov F.A.*, Sorokin A.P.*, Bogoslovskaia G.P.*,
Ivanov A.P.*, Konovalov M.A.**, Morozov A.V.*, Stogov V.Yu.*

* JSC «SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky». 1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

** NRNU «MEPhI». 31 Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

Neutronics and thermal physics studies of BN-VT reactor installation with 600-MW thermal power demonstrated the possibility in principle to achieve the required parameters of high-temperature fast reactor for production of large quantities of hydrogen on the basis, for instance, of one of thermal chemical cycles or high-temperature hydrolysis with high thermal efficiency of use of electric power. Relatively small dimensions, the type of coolant, selection of fissile material and structural materials allow developing nuclear reactor with particular inherent properties (exclusion of prompt-neutron reactor power excursions, removal of decay heat in passive mode) while ensuring enhanced nuclear and radiation safety.

Composition of BN-VT reactor facility includes sodium-cooled fast reactor, three cooling loops for emergency heat removal and three sets of equipment of the secondary cooling loop for heat transfer from the reactor to chemical installations generating hydrogen or to gas-turbine plant for supplying chemical equipment with electric power. Composition of each of the cooling loops includes intermediate heat exchanger arranged inside the reactor vessel, centrifugal pump and pipeline for removal and re-introduction of sodium in the reactor core. Contemporary requirements on the safety and financial performance of future generations of nuclear reactors were taken into consideration in the development of the reactor under study. Implemented calculation studies demonstrated that penetration of hydrogen within the limits of permissible allowances produce practically no effect on the neutronics and safety parameters of the reactor. Solution of the problem of fuel pin stability was mitigated due to the selection of low thermal load on fuel pins. Application of EP-912-VD steel as a possible optional structural material was examined.

Continued studies of heat-resistant materials and their behavior under irradiation are required.

Keywords: fast reactor, high-temperature, sodium, hydrogen production, pool-type configuration, neutronics, thermal physics, safety issues, steels.

REFERENCES

1. Goverdovsky A.A., Kalyakin S.G., Rachkov V.I. Alternativnye strategii razvitiya jadernoy energetiki v XXI veke [Alternative strategies of nuclear power development in the XXI century]. *Teploenergetika*, 2014, no. 5, pp. 3-9 (in Russian).
2. Rachkov V.I., Kalyakin S.G. Innovatsionnaya yadernaya tehnologiya – osnova krupnomasshtabnoy yadernoy energetiki [Innovative nuclear power technology – the basis of large-scale nuclear power engineering]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2014, no. 1, pp. 5-16 (in Russian).
3. Rachkov V.I. Nauchno-tehnicheskie problemy formirovaniya krupnomasshtabnoy yadernoy energetiki [The scientific and technical problems of the formation of large-scale

- nuclear power]. *Energosberezhenie i vodopodgotovka*, 2013, no. 5, pp. 2-8. (in Russian)
4. Rachkov V.I. Razrabotka tehnologiy zakrytogo yadernogo toplivnogo cikla s bystryimi reaktorami dlya krupnomasshtabnoy yadernoy energetiki [Working out of technology of the closed nuclear fuel cycle with fast reactors for the large-scale nuclear power]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2013, no. 3, pp. 5-14 (in Russian).
5. Rachkov V.I., Arnoldov M.N., Efandov A.D., Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Loginov N.I., Orlov Yu.I., Sorokin A.P. Zhidkie metally v yadernoy, termoyadernoy energetike i drugikh innovatsionnykh tehnologiyakh [Liquid metals in nuclear, thermonuclear power engineering and other innovative technologies]. *Teploenergetika*, 2014, no. 5, pp. 20-30 (in Russian).
6. Rachkov V.I., Kalyakin S.G., Kuharchuk O.F., Orlov Yu.I., Sorokin A.P. Ot pervoy AES do YaEU IV pokoleniya (k 60-letiyu Pervoy AES) [From the First Nuclear Power Plant to Fourth-Generation Nuclear Power Installations (on the 60-th Anniversary of the Word's First Nuclear Power Plant)]. *Teploenergetika*. 2014, no. 5, pp. 11-19 (in Russian).
7. International Atomic Energy Agency, Hydrogen as an Energy Carrier and its Production by Nuclear Power: IAEA-TECDOC-1085, IAEA, Vienna, 1999.
8. Morozov A.V., Sorokin A.P. Sposoby polucheniya vodoroda i perspektivy ispolzovaniya vysokotemperaturnogo bystrogo natrievogo reaktora dlya ego proizvodstva [Methods for producing hydrogen and perspectives of using high-temperature sodium-cooled fast reactor for its production]. 21th Int. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT-21), a seminar on high-temperature projects, 14-15 November 2011, Kalpakkam, India (in Russian).
9. Innovation in Nuclear Energy Technology. – NEA, N. 6103, OECD Nuclear Energy Agency, 2007.
10. Albitskaya E.S. Razvitiye yaderno-energeticheskikh sistem [Nuclear power system development]. *Atomnaya tekhnika za rubezhom*. 2013, no. 11, pp. 3-16 (in Russian).
11. Poplavsky V.M., Zabudko A.N., Petrov E.E. Fizicheskie kharakteristiki i problemy sozdaniya natrievogo bystrogo reaktora kak istochnika vysokopotentsialnoy teplovoy energii dlya proizvodstva vodoroda i drugikh vysokotemperaturnykh tehnologiy [Physical characteristics and problems of sodium-cooled fast reactor development as a source of high-potential thermal energy for hydrogen production and other high-temperature technologies]. *Atomnaya energiya*. 2009, v. 106, no. 3, pp. 129-134 (in Russian).
12. Khorasanov G.L., Kolesov V.V., Korobeynikov V.V. Kvoprostu polucheniya vodoroda na baze yadernykh tehnologij [On the question of hydrogen production on the basis of nuclear technology]. *Izvestia vuzov. Yadernaya Energetika*, 2015, no. 2, pp. 81-87 (in Russian).
13. Khorasanov G.L., Ivanov A.P., Blokhin A.I. Konversiya metana s ispolzovaniem vodyanogo para bystryh yadernyh reaktorov [Methane reforming using the water steam from fast nuclear reactors]. *Alternativnaya energetika*, 2004, no. 6, p. 57 (in Russian).
14. Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Sorokin A.P. Sostoyanie i zadachi issledovaniy po tehnologii vysokotemperaturnogo natrievogo teplonositelya [Status and challenges of investigations on high-temperature sodium coolant technology]. 21th Int. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT-21), a seminar on high-temperature projects, 14-15 Nov 2011, Kalpakkam, India (in Russian).
15. Kazansky Yu.A., Troyanov M.F., Matveev V.I. Issledovaniya fizicheskikh kharakteristik reaktora BN-600 [Research of physical characteristics of BN-600 reactor]. *Atomnaya energiya*, 1983, v. 55, iss. 1, pp. 9-14 (in Russian).
16. Nevezorov B.A., Zotov V.V., Ivanov V.A., Starkov O.V., Kraev N.D., Umnyashkin E.B., Solovyov V.A. Korroziya konstrukcionnykh materialov v zhidkikh schelochnykh metallakh [Corrosion of structural materials in liquid alkali metals]. Moscow. Atomizdat Publ., 1977 (in Russian).
17. Beskorovajny N.M., Yoltuhovsky A.G. Konstruktsionnye materialy i zhidkometallicheskie teplonositeli [Structural materials and liquid metal coolants]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983 (in Russian).
18. Zhang J., Marcille T.F. and Kapernick R. Theoretical Analysis of Corrosion by Liquid Sodium and Sodium-Potassium Alloys. *Corrosion*, 2008, v. 64, no. 7, pp. 563-573.
19. Thorley A.W. Mass Transfer Behavior of SS in Flowing Sodium Environment at Different Oxygen Levels. 4th Int. Conf. on liquid metal engineering and technology. Avignon, France, 1988.
20. Koltsov A.G., Roschupkin V.V., Lyahovitsky M.M., Sobol N.L., Pokrasin M.A. Eksperimentalnoe issledovanie fiziko-mehanicheskikh svojstv konstruktsionnoj stali EP-

912 [Experimental research of physics and mechanical properties of structural steel EP-912].
Moscow. Available at

http://archive.nbuvgov.ua/portal/soc_gum/vsunu/2011_12_1/Kolcov.pdf (in Russian).

21. Metally i plavly: markii khimicheskiy sostav. Sostavitel i redaktor Bekkerev I.V. [Metals and alloys: brands and a chemical composition. Composer and editor Bekkerev I.V.]. Ul'yanovsk. UlSTU Publ., 2007. – ISBN 978-59795-0042-3. Available at <http://www.bibliotekar.ru/spravochnik-73/index.htm> (in Russian).

Authors

Kalyakin Sergey Georgievich, First Deputy Director General on Science – Director of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics (NRTP), Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: kalyakin@ippe.ru

Kozlov Feodor Alekseevich, Advisor Director of Department for NPPS, Professor,
Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: kozlov@ippe.ru

Sorokin Aleksandr Pavlovich, Deputy Director of Department for NPPS,
Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: sorokin@ippe.ru.

Bogoslovskaya Galina Pavlovna, Leading Researcher of Department for NPPS,
Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: gpbogoslov@ippe.ru

Ivanov Anatolij Petrovich, Leading Engineer of Department for NRTP
E-mail: ivanov@ippe.ru

Konovalov Mikhail Aleksandrovich, PhD Student
E-mail: kozlov@ippe.ru

Morozov Andrey Vladimirovich, Leading Researcher of Department for NPPS,
Dr.Sci. (Engineering)
E-mail: sas@ippe.ru

Stogov Victor Yurjevich, Senior Researcher of Department for NRTP
E-mail: stogov@ippe.ru

ОСОБЕННОСТИ КОНСТРУКЦИЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ ВОДО-ВОДЯНОГО ТИПА

И.А. Чусов*, А.С. Шелегов*, О.Ю. Кочнов**

* Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

** Филиал НИФХИ им. Л.Я. Карпова,

249033, Калужская обл., г. Обнинск, Киевское шоссе, д. 6



Дан краткий обзор конструкций, особенностей теплогидравлики активных зон и контуров циркуляции исследовательских реакторов бассейнового типа. Сформулированы основные принципиальные отличия исследовательских реакторов от промышленных энергетических установок. Конструкции реакторных установок рассмотрены на примере двух исследовательских реакторов – ВВР-М (г. Гатчина) и ВВР-ц (г. Обнинск). Принципиальной особенностью исследовательских реакторных установок является направление движение теплоносителя. В отличие от энергетических установок, в исследовательских реакторах движение теплоносителя опускное, т.е. сверху вниз. В связи с этим в работе обсуждены конструкции опорных решеток. Приведен ряд сведений о величинах уставок предупредительной сигнализации и аварийной защиты. Отдельно на примере модернизации реактора ВВР-М рассмотрен вопрос о модернизации активной зоны, осуществленной путем разработки семейства ТВС нового типа. Показано, что изменением конструкции ТВС можно значительно увеличить плотность потока нейтронов и единичную мощность установки. Приведены таблицы основных технических характеристик различных типов ТВС для реакторов типа ИРТ. Рассмотрены некоторые схемотехнические решения для контуров циркуляции теплоносителя и характерные конструкции исследовательских петель, направленные на решение различных исследовательских задач.

Ключевые слова: исследовательский реактор, турбулентность, теплогидравлика, перенос тепла в реакторе, топливная сборка, безопасность реактора, исследовательский реактор бассейнового типа, топливные сборки ВВР-М2, ВВР-М3, ВВР-М5, ВВР-ц.

ВВЕДЕНИЕ

Исследовательские ядерные реакторы занимают важное место в развитии ядерной энергетики. Без осуществления широкой программы фундаментальных и прикладных исследований на исследовательских реакторах (ИР) невозможно обоснование безопасной эксплуатации промышленных АЭС. На ИР проводят исследования в области ядерной и нейтронной физики, физики твердого тела, ядерной и радиационной химии, материаловедения, биологии, медицины, испытания твэлов проектируемых энергетических реакторов и конструкционных материалов для реакторостроения.

Несмотря на более низкие мощности и, соответственно, меньшие количества радиоактивных веществ, образующихся в результате эксплуатации ИР, их потенциальная опасность для населения и окружающей среды все же велика в силу ряда особенностей:

© И.А. Чусов, А.С. Шелегов, О.Ю. Кочнов, 2016

- высокая частота переходных режимов при работе (пуски, остановы, изменения мощности);
- частые перегрузки активных зон и постоянное перемещение облученных изделий;
- высокая цикличность нагрузок на основное оборудование активных зон и первого контура;
- высокая плотность нейтронного потока в активных зонах;
- наличие высокообогащенного топлива;
- меньшее, чем у энергетических реакторов, количество физических барьеров защиты, препятствующих распространению продуктов деления;
- расположение большинства ИР в крупных городах с большим населением.

Отметим, что настоящая работа, хотя и носит обзорный характер, тем не менее, не претендует на исчерпывающее описание ИР бассейнового типа и не решает одного из наиболее актуальных в настоящее время вопросов – использования в ИР ТВС с низкообогащенным топливом.

КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК И ГЛАВНОГО ЦИРКУЛЯЦИОННОГО КОНТУРА

В наиболее общем случае бассейновый реактор представляет собой бак цилиндрической формы высотой 5,5 – 8,5 м с внутренним диаметром до 3,0 м. Толщина стенки бака варьируется в диапазоне 12 – 20 мм. Снизу к баку приваривается сферическое или плоское днище с толщиной стенки 20 – 35 мм. Верхняя крышка бака – плоская с толщиной стенки до 35 мм. В нижней части реактора к днищу приваривается обечайка, состоящая из двух цилиндрических частей большего и меньшего диаметров (рис. 1а и 1б).

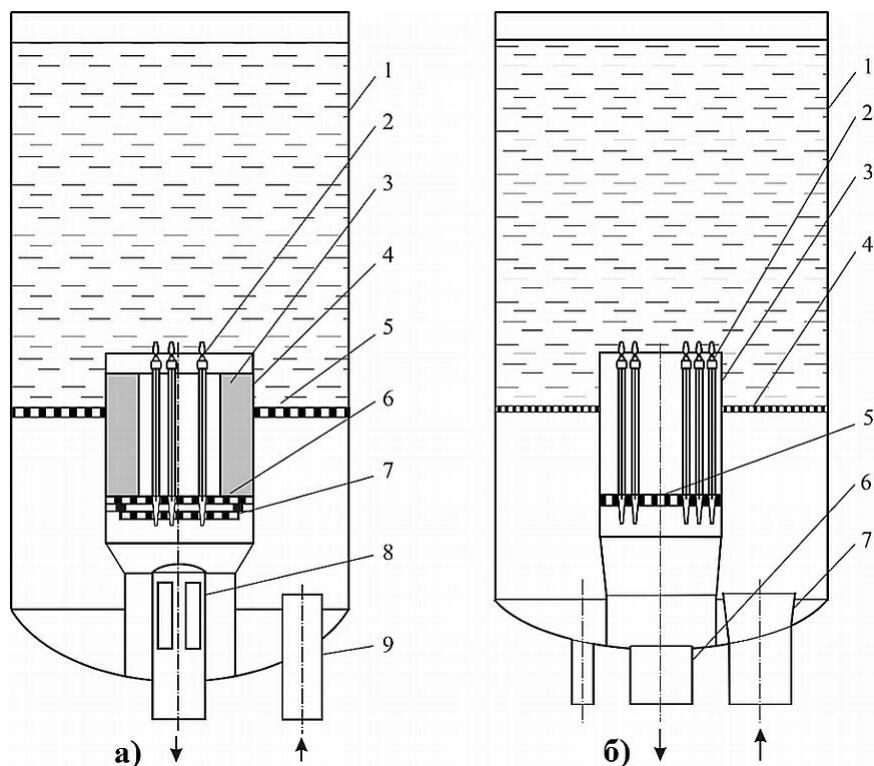


Рис.1. а). ИЯР ВВР-М: 1 – бак; 2 – ТВС; 3 – бериллиевый отражатель; 4 – корпус реактора; 5, 6, 7 – отбойная, направляющая и опорная решетки; 8, 9 – всасывающий и напорный трубопроводы. б). ИЯР ВВР-Ч: 1 – бак; 2 – ТВС; 3 – корпус реактора; 4, 5 – отбойная и опорная решетки; 6, 7 – всасывающий и напорный трубопроводы

Цилиндрические части соединяются между собой конической вставкой. В верхней части цилиндра большого диаметра устанавливается сепаратор, представляющий собой полый цилиндр, к нижнему торцу которого приваривается либо одна решетка (опорная), либо две решетки (направляющая и опорная). Основное назначение направляющей и опорной решеток – жесткая фиксация ТВС, стержней СУЗ и вертикальных экспериментальных каналов. На рисунке 2а показаны направляющая и опорная решетки ИР ВВР-М, а на рис. 2б – опорная решетка ИР ВВР-ц.

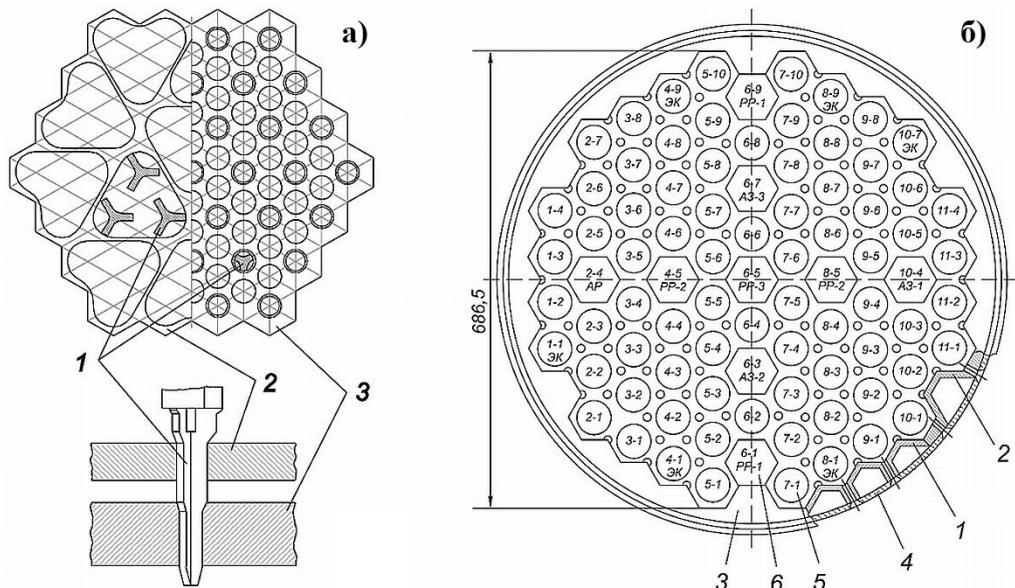


Рис. 2. а). Форма решеток и схема размещения опор ТВС в решетках реактора ВВР-М: 1 – опора ТВС; 2, 3 – направляющая и опорная решетки реактора. б). Опорная решетка реактора ВВР-ц: 1, 2 – сегмент; 3 – опорная решетка; 4 – обечайка; 5 – ячейка ТВС; 6 – ячейка РО СУЗ

Принципиальной особенностью бассейновых РУ является организация движения теплоносителя в активной зоне (а.з.). В отличие от энергетических установок, в ИР движение теплоносителя в а.з. происходит сверху вниз, т.е. имеет место опускное движение, в то время как в промышленных энергетических реакторах оно подъемное. Такая организация движения теплоносителя полностью исключает всплытие ТВС под действием набегающего потока, что позволяет упростить конструкцию а.з. за счет отказа от крепления ТВС в верхней части и сделать ее более доступной для установки различных экспериментальных устройств.

Между цилиндрической обечайкой большего диаметра и баком реактора устанавливается отбойная решетка, предназначенная для выравнивания скоростного и температурного полей теплоносителя и исключения попадания на дно посторонних предметов. Установка ТВС в а.з. осуществляется либо вручную с помощью штанги, либо автоматическим механизмом перегрузки. Извлечение ТВС из а.з. в бассейн выдержки осуществляется только автоматическим механизмом перегрузки.

Анализ принципиальных технологических схем бассейновых ИР показывает, что, несмотря на многообразие схемотехнических решений в компоновке и оснащении главных циркуляционных контуров (ГЦК), существуют общие принципы их построения, а особенности гидравлических схем (наличие специализированного оборудования) диктуются, в первую очередь, особенностями назначения и конструктивного исполнения ИР.

На рисунке 3а приведена типичная принципиальная технологическая схема ИР бассейнового типа. Отметим, что эта схема не является исчерпывающей, и многие детали на ней опущены.

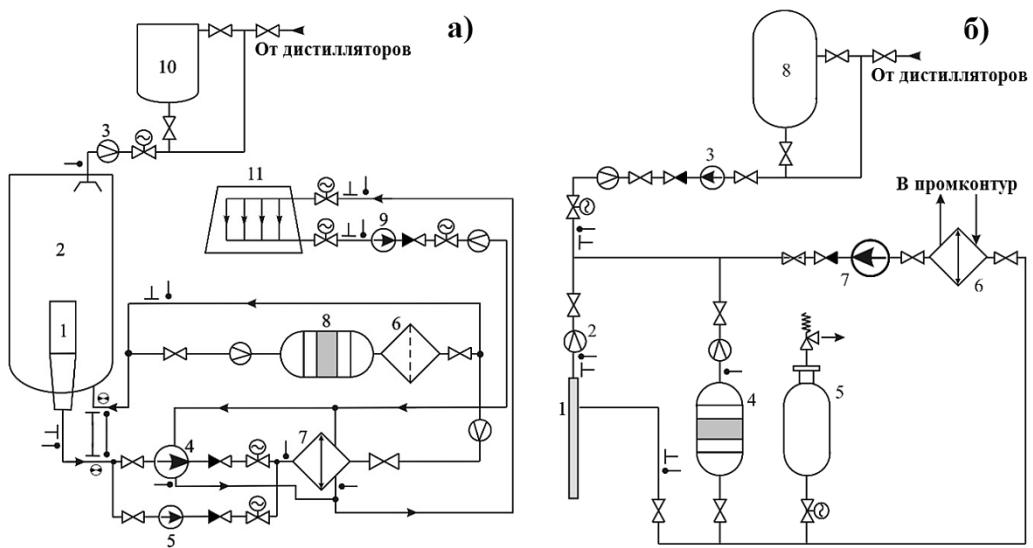


Рис. 3. а). Принципиальная технологическая схема ИР бассейнового типа: 1 – активная зона; 2 – бак реактора; 3 – расходомер; 4 – ГЦН; 5 – аварийный насос; 6 – фильтр грубой очистки; 7 – теплообменник ГЦК; 8 – ионообменный фильтр; 9 – циркуляционный насос; 10 – подпиточный бак; 11 – градирня. б). Принципиальная технологическая схема петлевой установки: 1 – петлевой канал; 2 – расходомер; 3 – насос подпитки; 4 – ионообменный фильтр; 5 – компенсатор давления; 6 – теплообменник; 7 – циркуляционный насос; 8 – подпиточный бак

Характерной чертой всех ИР является наличие экспериментальных петлевых установок (ЭПУ), служащих для решения различных экспериментальных задач. На рисунке 3б в качестве примера приведена принципиальная технологическая схема низкотемпературной ЭПУ.

Если в ГЦК входит несколько параллельно включенных ГЦН, то аварийный насос, как правило, отсутствует. Отвод тепла, выделяющегося в ИР, осуществляется с помощью кожухотрубных теплообменных аппаратов, которых в схеме может быть несколько, как например, в ГЦК ВВР-ц до модернизации (рис. 4а) и после нее (рис. 4б).

ГЦТ контура циркуляции служит для транспортировки нагретого теплоносителя до охлаждающих теплообменников и возвращения его в реактор. На конструкцию и трассировку ГЦТ не налагаются каких-либо специальных требований в отличие от энергетических установок, т.к. руководствуются лишь соображениями его минимальной протяженности, ремонтопригодности и удобством общей компоновки реакторной установки. На рисунках 4 и 5 приведены принципиальные схемы ГЦТ реакторных установок ВВР-ц и РБТ-10/2 (г. Димитровград). При разрыве ГЦТ и потере теплоносителя реактор аварийно останавливается по любому из сигналов: снижение уровня воды в баке реактора, давления в напорном коллекторе, расхода в ГЦК и т.д.

Выбор значений уставок предупредительной сигнализации (ПС) и аварийной защиты (АЗ) выполняется обычно следующим образом. Предел нормальной эксплуатации по уровню мощности принимается равным 1,1 от номинального уровня; уставка ПС по давлению на напоре насосов первого контура равна 0,9 от номинала; уставка АЗ по мощности равна 1,2 от номинала; уставка АЗ по расходу в первом контуре равна 0,8 от номинала; уставка АЗ по давлению на напоре насосов первого контура принимается равной 0,8 от номинала.

В систему аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) входят несколько подпиточных баков объемом от 40 до 90 м³. При срабатывании одной из указанных уставок автоматически подается вода в бассейн ИР, как правило, самотеком. При нехватке воды в баках в большинстве ИР предусмотрена ее подача из пожарохозяйственного водопровода.

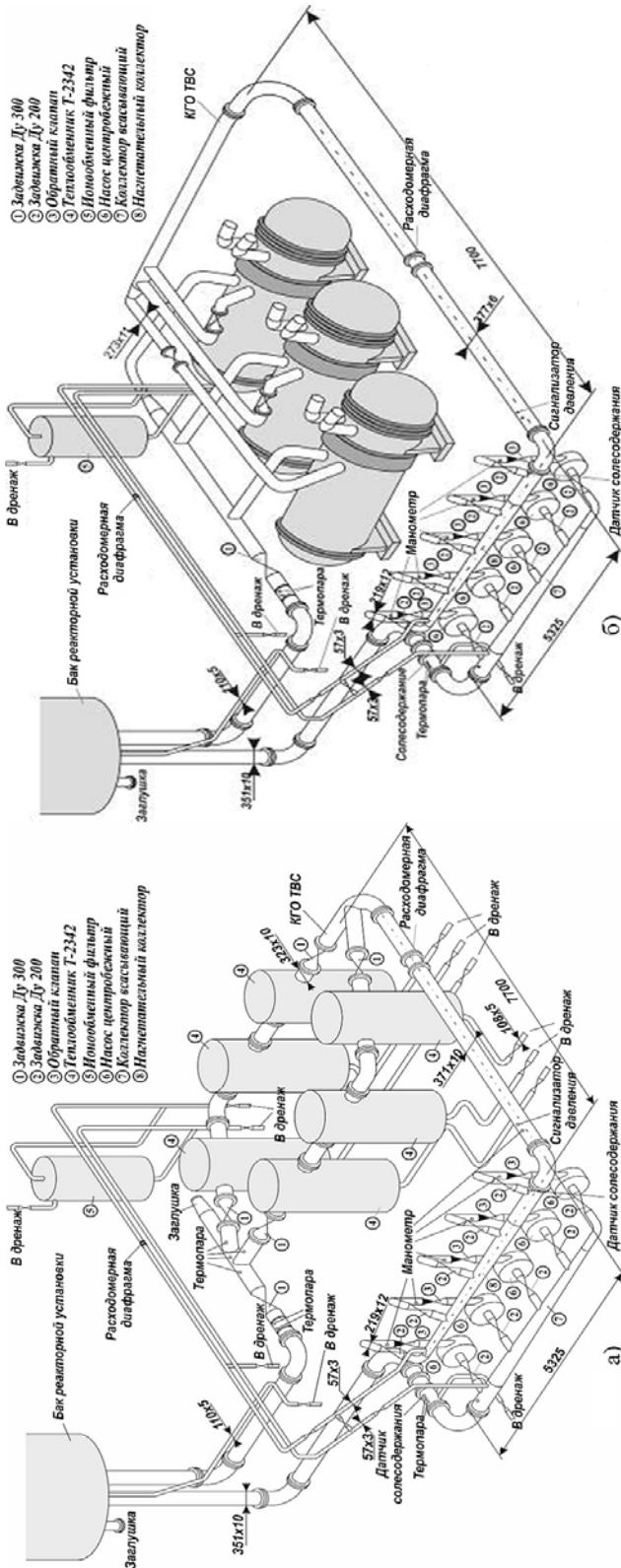


Рис. 4. Компоновка ГЦТ РУ ВВР-ЧДо (а) и после (б) модернизации (модернизация проведена в 2006 г.)

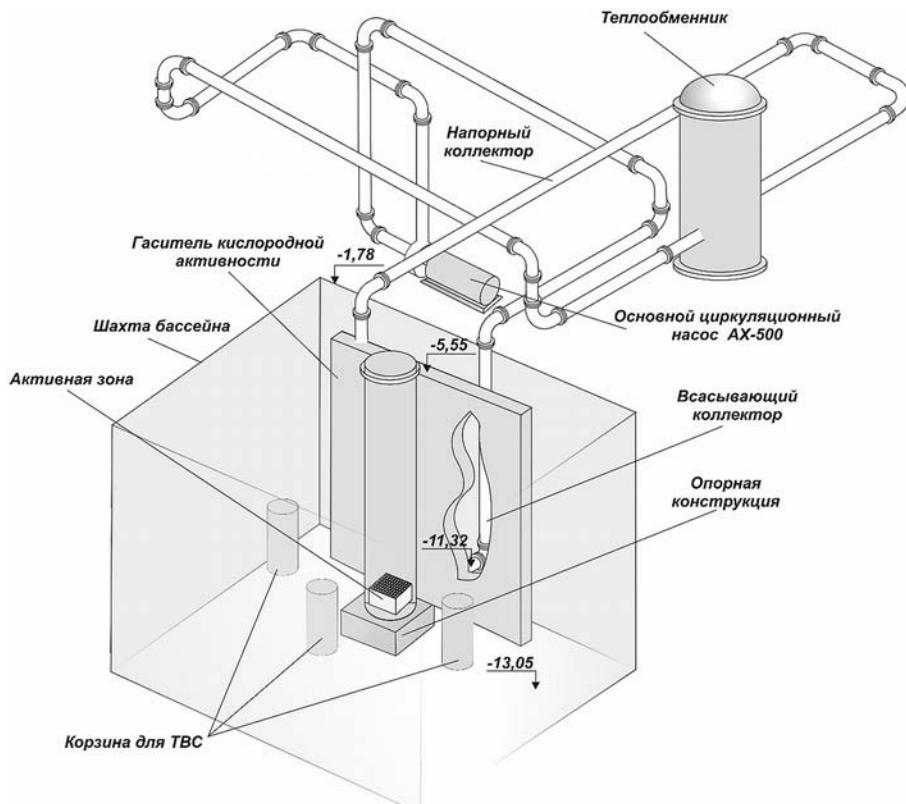


Рис. 5. Компоновка ГЦТ РБТ-10/2

КОНСТРУКЦИИ ТВС И ИХ ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Наибольшие резервы повышения безопасности эксплуатации и рабочих параметров ИР заключаются в оптимизации тепловых режимов работы ТВС и входящих в их состав твэлов. К настоящему времени в реакторных установках типа ВВР прошли опытную апробацию несколько типов ТВС и их модификаций.

За редким исключением (например, реактор VVR-SM, Германия) в исследовательских реакторах применяются твэлы кольцевого и стержневого типов. Конструктивно ТВС ИР бассейнового типа представляет собой цилиндр, шестигранник или четырехгранник, внутри которого коаксиально устанавливаются цилиндрические, шестигранные или четырехгранные твэлы, образующие кольцевые каналы (рис. 6).

В конце 1960-х гг. на серийных бассейновых ИР типа ВВР были введены в эксплуатацию ТВС ВВР-М, состоящие из трубных бесшовных твэлов с топливной композицией в виде металлокерамики $\text{Al}+\text{U}_2$. С 1963 г. начали использоваться ТВС ВВР-М2 с топливной композицией в виде сплава $\text{Al}-\text{U}$. Инициатором теплогидравлических исследований стала группа специалистов из отдела физики и техники реакторов Санкт-Петербургского института ядерной физики (ПИЯФ), выполнившая измерения гидравлических характеристик твэлов, распределений расходов теплоносителя в элементах активной зоны [3], температур оболочек твэлов в наиболее теплонапряженных местах активной зоны, предельно допустимых плотностей теплового потока [4]. Конструктивные характеристики ТВС ВВР-М2 позволили почти в четыре раза увеличить удельную теплопередающую поверхность по сравнению со стержневой ТВС ЭК-10, использовавшейся в бассейновом реакторе ВВР-С. Применение этих ТВС позволило увеличить мощность ИР с 2 до 10 МВт.

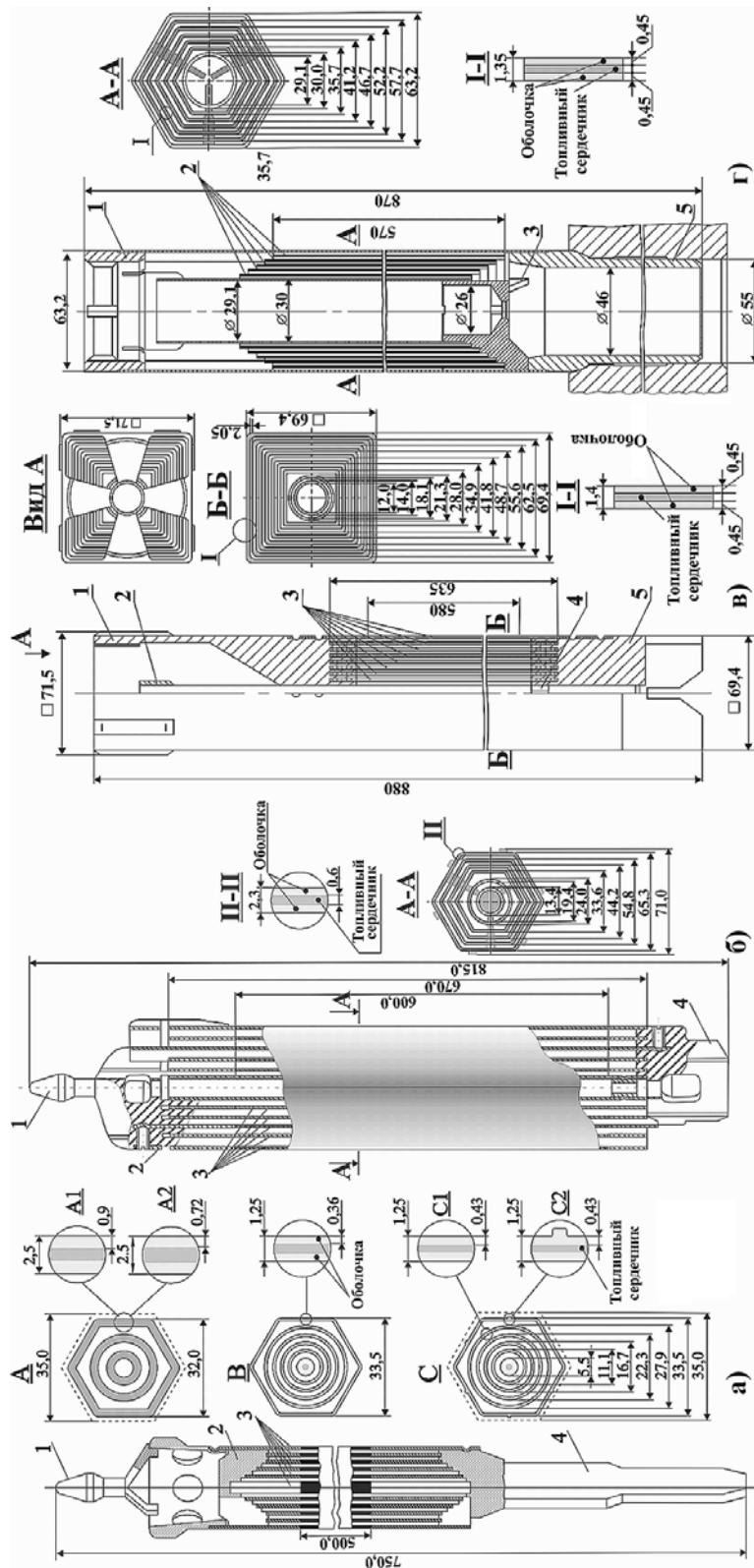


Рис. 6. а). ТВС Ру ВВР-М: А - ВВР-М2; Б - ВВР-М2; С - ВВР-Мб с об ребрением (ВВР-М7); 1 - головка ТВС; 2 - венчик; 3 - твэлы; 4 - хвостовик. б). ТВС Ру ВВР-С ИРТ-3М: 1 - головка ТВС; 2 - венчик; 3 - венчик; 4 - твэлы; 5 - втулка, с об ребрением. 1 - головка ТВС; 2 - венчик; 3 - твэлы; 4 - хвостовик. в). ТВС Ру ВВР-2М: 1 - головка ТВС; 2 - венчик; 3 - венчик; 4 - хвостовик; 5 - втулка
г). ТВС реактора ИВВ-2М: 1 - головка ТВС; 2 - венчик; 3 - венчик; 4 - хвостовик; 5 - втулка

Таблица 1

Характеристики реакторных установок бассейнового типа

	ВВР-К	ВВРЧ	ВВР-М	ВВР-СМ	РБТ-6	РБТ10/1-10/2 ⁽³⁾	ИРТ-Т	ИВВ-2М	ИРТ-Мифи
Страна, место расположения	Казахстан, Алма-Ата	Россия, Обнинск	Россия, Гатчина	Узбекистан, Ташкент	Россия, Димитровград	Россия, Димитровград	Россия, Томск	Россия, Заречный	Россия, Москва
Год пуска (энергетический)	1967	1964	1960	1959	1975	1983	1988	1964	1967
Мощность, МВт (тепловая)	6	15	18	10	6	10	6	15	2,5
Объем а.з., л	206	206		95	132	135	59,3		59,3
Эквивалентный диаметр а.з., м	0,64	0,64	0,576					0,5	
Высота а.з., м	0,6	0,6	0,5	0,58	0,35	0,35	0,58	0,5	0,58
Мах удельная мощность, МВт/л	0,395	0,395	0,9		0,256	0,308	—	—	0,207
Средняя тепловая мощность, МВт/л	0,066	0,165	0,25	0,4	0,0625	0,075	0,101	0,205	0,042
Теплоноситель	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O
Замедлитель	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O+Be	H ₂ O
Рабочее давление, МПа	0,2	0,35	0,2		0,165	0,18	—	—	
Температура входа в а.з., °C	< 50	< 50	20–62	45	< 60	60	45	< 40	45
Температура выхода из а.з., °C	< 70	< 60	< 62	< 65	< 70	< 75	51	< 65	< 65
Расход, т/ч	1400	1500	1720	1200	550–600	1000	900	1200	
Отражатель	H ₂ O	H ₂ O	Be	H ₂ O	H ₂ O+Be	H ₂ O	Be	H ₂ O+Be	
Плотность потока нейтронов, н/(см ² с)	1,4·10 ¹⁴	1,86·10 ¹⁴	4,0·10 ¹⁴	2,3·10 ¹⁴	1,4·10 ¹⁴	1,5·10 ¹⁴	1,76·10 ¹³	5,0·10 ¹⁴	4,8·10 ¹³
Тип ТВС	ВВР-Ч	ВВР-Ч	ВВР-М5	ИРТ-3М	TBC-CM2	TBC-CM2	ИРТ-3М	ИВВ-2М	ИРТ-3М
Число ТВС	70	70	145	32	56	78	78	36–42	16
Число твэлов в ТВС	355 ⁽⁵⁾	5	6 ⁽¹⁾	6(8 ⁽⁴⁾)	160(188 ⁽²⁾)	160(188 ⁽²⁾)	6(8 ⁽⁴⁾)	5	6(8 ⁽⁴⁾)
Количество органов СУЗ									
– авторегулирования	1	1	1	1	1	1	1	3	1
– компенсирующих	6	5	6	8	6	6	1	6	3
– аварийной защиты	2	3	2	2	6x2	6x2	2	6x2	3

¹⁾ Приведены данные для ТВС ВВР-М5. ²⁾ Используются ТВС реактора СМ-3 первого (160 стержней) и второго типа (188 стержней). ³⁾ Два ИР в одном бассейне.

⁴⁾ Используются 6-ти или 8-ми трубные ТВС (включают в себя 6 или 8 твэлов и стержень СУ3)

⁵⁾ Используются 3-х и 5-ти трубные ТВС (включают в себя 3 или 5 твэлов и стержень СУ3)

К 1973 г. ТВС типа ВВР-М2 исчерпали свои потенциальные возможности. Температура оболочек твэлов практически достигла температуры насыщения и, хотя запас до критической тепловой нагрузки был еще достаточно велик $> 2,5$ [5], дальнейшее увеличение тепловой мощности, а, следовательно, и плотности потока нейтронов, могло привести к появлению кипения на поверхности твэлов, что нежелательно для ИР.

В связи с этим с 1973 г. в эксплуатацию были введены новые ТВС типа ВВР-М3 с топливом Al+U. Принципиальными особенностями ТВС этого типа являлись 1) увеличение количества коаксиально расположенных твэлов; 2) уменьшение толщины пластирующих внутреннего и внешнего слоев; 3) уменьшение толщины топливного слоя; 4) использование центрального стержня в качестве топливного элемента. Теплопередающая поверхность новой ТВС увеличилась в 1,8 раза. На основании тщательно выполненных и весьма трудоемких экспериментов [6] специалисты ПИАФ показали, что удельная тепловая мощность ИР ВВР-М, а следовательно, и плотность потока нейтронов могут быть повышенны в 1,5 раза. Отличительной особенностью использования новых ТВС являлось сохранение температурных режимов оболочек твэлов.

Следующим шагом в модернизации ТВС было создание ТВС ВВР-М5 с оптимальной расчетной концентрацией ^{235}U в а.з. 125 г/л, позволившей почти в два раза увеличить загрузку топлива, уменьшить топливную составляющую эксплуатационных затрат и повысить запас реактивности [7]. По данным работы [7] первые кассеты ВВР-М5 были загружены в активную зону реактора в октябре 1978 г., и по мере выгорания кассет других типов к лету 1980 г. он был переведен на них полностью. В процессе перехода на ТВС ВВР-М5 были выполнены их испытания вплоть до работы при форсированных удельных нагрузках до 900 кВт/л.

В таблице 1 даны характеристики некоторых реакторных установок бассейнового типа; в табл. 2 – некоторые характеристики ТВС реакторов типа ВВР, включая ТВС реактора ВВР-Ц; в табл. 3 показаны характеристики ТВС и твэлов реакторов ИРТ.

Таблица 2
Сравнительные характеристики ТВС и твэлов ИР ВВР-М, ВВР-Ц и ИРТ-Т

Параметр	ВВР-М	ВВР-М2	ВВР-М3	ВВР-М5	ВВР-Ц	ИРТ-Т
Год ввода в эксплуатацию	1958	1963	1973	1978	1964	1967
Толщина твэла, мм	2,3	2,5	1,25	1,25	2,3	1,4
Толщина пластирующего слоя, мм	0,7	0,9	0,48	0,36	0,85	0,5
Толщина активного слоя, мм	0,9	0,7	0,29	0,53	0,6	0,4
Длина активного слоя, мм	500	500 ¹⁾	500	500	600	620
Гидравлический диаметр, мм	6	6	3,1	3,1	6,14	3,82
Тип топлива	Al + UO ₂	Al + U	Al + U	Al + UO ₂	Al + UO ₂	Al + UO ₂
Материал оболочки	CAB-1	CAB-1	CAB-1	CAB-1	CAB-1	CAB-1
Размер под ключ, мм	32,0	32,0	33,5	33,5	65,3	69,4
Шаг решетки, мм	35,0	35,0	35,0	35,0	71,0	71,5
Зазор между твэлами, мм	1,5	1,5	1,5	1,5	2,85	2,5
Число твэлов в ТВС, шт.	3	3	6	6	5	8(6)
Обогащение по ^{235}U , %	20	36	90	90	36	90
Теплопередающая поверхность, $\text{м}^2/\text{м}^3$	2,54	3,62	6,6	6,6	3,54(2,71)	1,56(1,37)

¹⁾ В модификации ТВС ВВР-С длина активного слоя – 600 мм

²⁾ Существует модификация ТВС ВВР-М5 с обогащением, называемая ТВС ВВР-М7

Таблица 3

Сравнительные характеристики ТВС и твэлов типа ИРТ-М

Параметр	ИРТ-М	ИРТ-2М		ИРТ-3М		ИРТ-4М
Число твэлов в ТВС, шт.	2/3	3/4	3/4	4/6/8	6/8	6/8
Содержание ^{235}U в ТВС, г	120/155	147/171	198/230	200/265/300	309/353	265/300
Обогащение по ^{235}U , %	36	90/80	36	90/80	36	19,7
Толщина твэла, мм	3,2	2,0		1,4		1,6
Зазор между твэлами, мм	5,3	4,5		2,05		1,85
Толщина активного слоя, мм	1,2	0,4	0,64	0,4	0,5	0,78
Длина активного слоя, мм	500	580	600	580(600)	600	600
Толщина плакирующего слоя, мм	1,0	0,8	0,68	0,8	0,45	0,54
Тип топлива	U+Al	U+Al	Al + UO ₂	U+Al	Al + UO ₂	Al + UO ₂
Удельная поверхность теплоотдачи, м ² /л	0,2	0,265		0,525		0,513

Как показал опыт эксплуатации [8], величина зазора между наружным шестиугольным твэлом и экспериментальными устройствами, находящимися в а.з. реакторной установки, колеблется в диапазоне от 0,75 до 2,5 мм в зависимости от типа устройства, и не может быть проконтролирована. Соприкосновение твэла с устройством может вызвать локальный перегрев поверхности твэла или даже его расплавление. Именно эти соображения и легли в основу дальнейшей модернизации ТВС. Для исключения соприкосновения оболочек твэлов между собой или с экспериментальными устройствами было решено применить хорошо отработанный прием, а именно, сделать внешний шестиугольный твэл оребренным. В пользу такого решения авторы работы [8] привели следующие соображения:

- исключается возможность соприкосновения оболочек твэлов, как с экспериментальными устройствами, так и между собой;
- устраняется возможность повреждения оболочек твэлов;
- изменение геометрических характеристик ТВС за счет оребрения не ухудшает собираемости а.з.

Испытания ТВС, получившей название ВВР-М7, показали, что собираемость зоны не ухудшилась, а каких-либо замечаний при перегрузке кассет ВВР-М7 не было.

Проведенные опыты показали, что работоспособность ТВС ВВР-М7 с оребрением до выгорания 40% не отличались от работоспособности ТВС ВВР-М5. На рисунках 6 а,б показан внешний вид ТВС ИЯР ВВР-М в различных модификациях и ТВС ВВР-ц соответственно. Аналогичные или почти аналогичные ТВС применялись и в других ИР. На рисунках 6, в,г показан общий вид ТВС РУ ВВР-С и ИВВ-2М. Более детальное описание всех этапов модернизации а.з. исследовательских РУ бассейнового типа приведено в работах [9 – 17].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Дана общая характеристика исследовательских реакторных установок бассейнового типа. Сформулированы основные принципы в размещении, эксплуатации и требования по безопасности эксплуатации, предъявляемые к исследовательским реакторам. Приведено краткое описание конструкций активных зон и трактов циркуляции теплоносителя. На примере реактора ВВР-М подробно обсуждается вопрос о возможности увеличения эксплуатационных параметров установки в целом. Приведены сравнительные характеристики тепловыделяющих сборок исследовательских реакторов различных типов.

Литература

1. Френкель Н.З. Гидравлика. – М.-Л.: Госэнергоиздат. – 1956. – 456 с.
2. Фокс Д.А. Гидродинамический анализ неуставновившегося движения в трубопроводах. – М.: Энергоатомиздат. – 1981. – 246 с.
3. Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Пикулик Р.Г., Шишикина Ж.А. Гидравлика активной зоны реактора ВВР-М. // Атомная энергия. – 1975 г. – Т. 39. – Вып. 5. – С. 320-323.
4. Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Сясин А.Н., Шишикина Ж.А. Определение предельной плотности теплового потока для ТВС реактора ВВР-М. Препринт ЛИЯФ-285. – Л.: ЛИЯФ. – 1976. – 17 с.
5. Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Шишикина Ж.А. К определению критических тепловых нагрузок и коэффициентов запаса до кризиса в исследовательских реакторах бассейнового типа. // Атомная энергия. – 1986. – Т. 61. – Вып. 1. – С. 41-42.
6. Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Финдаизер А., Шишикина З.А. Сравнение теплотехнических возможностей ТВС для реактора ВВР-М. // Атомная энергия. – 1989. – Т. 67. – Вып. 2. – С. 97-100.
7. Ерыкалов А.Н., Звездкин В.С., Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Львов В.С., Петров Ю.В., Рузманов А.П. Тонкостенные твэлы ВВР-М5 для исследовательских реакторов. // Атомная энергия. – 1986. – Т. 60. – Вып. 2. – С. 103-107.
8. Захаров А.С., Звездкин В.С., Коноплев К.А., Кирсанов Г.А., Пикулик Р.Г., Орлов С.П., Львов В.С., Сайков Ю.П. ТВС реактора ВВР-М с оребренным наружным твэлом. // Атомная энергия. – 1993. – Т. 74. – Вып. 1. – С. 88 – 90.
9. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Pikulik R.G., Sajkov Yu.P., Tchmshkyan D.V., Tedoradze L.V. and Zakharov A.S. LEU WWR-M fuel assemblies' burnable test. / The RERTR-2000 International meeting on reduced enrichment for research and test reactors. October 1-6, 2000, Las Vegas, Nevada.
10. Enin A.A., Erykalov A.N., Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Lvov V.S., Petrov Yu.V., Saikov Yu.P., Zakharov A.S., Zvezdkin V.S. Design and Experience of HEU and LEU fuel for WWR-M reactors. // Nuclear Engineering and Design. – 1998. – Vol. 182. – PP. 233-240.
11. Колесов В.В., Кочнов О.Ю., Волков Ю.В., Укранцев В.Ф., Фомин Р.В. Создание прецизионной модели реактора ВВР-ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки ^{90}Mo и других радионуклидов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 4. – С. 129-133.
12. Захаров А.С., Звездкин В.С., Кирсанов Г.А и др. Совершенствование и испытания топливной сборки реактора ВВР-М. Препринт ЛИЯФ-1799. – С-Пб.: ЛИЯФ. – 1992.
13. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. / Под ред. П.Л. Кириллова. – М.: Издат. – 2010. – Т. 1. – 770 с.
14. Петров Ю.В., Ерыкалов А.Н., Онегин М.С. Нейтронно-физическое обоснование уменьшения загрузки топлива реактора ВВР-М ЛИЯФ. Препринт ПИЯФ-2401. – Гатчина: ПИЯФ, – 2000. 51 с.
15. Коноплев К.А., Пикулик Р.Г., Сайков Ю.П. Контроль герметичности ОТВС на реакторе ВВР-М / Сборник методических и прикладных работ ЛИЯФ. – Л.: ЛИЯФ, 1988. – С. 129-130.
16. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Saikov Yu.P., Zakharov A.S. The Test method and some results for WWR-M fuel. The 21st International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR). October 18-23, 1998, San-Paulo, Brazil.
17. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А., Соловьев С.Л. Теплообмен в ядерных энергетических установках. – М.: МЭИ. – 2003. – 548 с.

Поступила в редакцию 05.05.2016 г.

Авторы

Чусов Игорь Александрович, зав. каф. «Теплофизика», доцент, доктор техн. наук
E-mail: igrch@mail.ru

Шелегов Алексей Сергеевич, доцент каф. ОиЭЯЭУ, канд. техн. наук
E-mail: a_shelegov@mail.ru

Кочнов Олег Юрьевич, главный инженер филиала НИИФХИ им. Л.Я. Карпова, доктор техн. наук
E-mail:kochnov2000@mail.ru.

UDC 621.039

DESIGN FEATURES OF WATER-COOLED RESEARCH REACTORS

Chusov I.A.*, Shelegov A.S.*, Kochnov O.Yu.**

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

** Branch of JSC «Karpov Institute of Physical Chemistry»

Kievskoe shosse 109 km, Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

Brief review of the design, specific features of thermal hydraulics of reactor cores and circulation loops of pool-type research reactors is given. Main principal differences of research reactors as compared with industrial power reactor installations are outlined. Design of reactor installations is examined using the example of two research reactors VVR-M (Gatchina) and VVR-c (Obninsk). Direction of coolant circulation constitutes the feature of research reactor installations which is of key importance. In contrast to power installations propagation of coolant in research reactors is arranged in downwards direction, i.e. from core top to bottom. In connection with the above, particular design features of reactor support grids are discussed in the present study. A set of data is presented on the values of preset values of alarms and emergency protection triggering thresholds. The issue of modernization of the reactor core implemented by developing the family of fuel assemblies (FAs) of the new type is examined separately using the example of modernization of the VVR-M reactor. It is demonstrated that by changing the FA design it is possible to significantly increase the neutron flux density and per unit power of reactor facilities. Tables containing main technical characteristics of different FAs for nuclear reactors of the IRT type are presented. Certain circuit engineering solutions for coolant circulation loops and characteristic design of research loops aimed at the solution of different research tasks are discussed.

Key words: research reactor, turbulence, thermal hydraulics, heat transfer in nuclear reactor, fuel assembly, reactor safety, pool-type research reactor, VVR-M2, VVR-M3, VVR-M5, VVR-c fuel assemblies.

REFERENCES

1. Frenkel N.Z. Hydraulics. Moscow-Leningrad. Gosenergoizdat Publ., 1956. 456 p. (in Russian).
2. Foks D.A. Hydrodynamic analysis of unsteady flow in pipelines. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1981. 246 p. (in Russian)
3. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Pikulik R.G., Shishkina Zh.A. Hydraulics of the active zone of the VVR-M reactor. *Atomnaya energiya*, 1975, v. 39, iss. 5, pp. 320-323 (in Russian).
4. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Syasin A.N., Shishkina Zh.A. Determination of heat flux ultimate density for VVR-M reactor fuel assemblies. Leningrad. Preprint, LINP, no. 285, 1976. 17 p. (in Russian).
5. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Shishkina Zh.A. To determination of critical heat fluxes and critical heat flux ratios in research pool-type reactors. *Atomnaya energiya*, 1986, v. 61, iss. 1, pp. 41-42 (in Russian).
6. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Findaisen A., Shishkina Zh.A. Comparison of heat engineering potentialities of SFA for WWR-M reactor. *Atomnaya energiya*, 1989, v. 67, no. 2, pp. 97-100 (in Russian).
7. Erykalov A.N., Zvezdin V.S., Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Lvov V.S., Petrov Yu.V., Ruzmanov A.P. WWR-M5 type thin-walled fuel elements for research reactors. *Atomnaya*

- energiya*, 1986, v. 60, iss. 2, pp. 103-107 (in Russian).
8. Zakharov A.S., Zvezdkin V.S., Konoplev K.A., Kirsanov G.A., Pikulik R.G., Orlov S.P., Lvov V.S., Saykov Yu.P. Finned fuel assemblies of VVR-M reactor. *Atomnaya energiya*, 1993, v. 74, iss. 1, pp. 88-90. (in Russian).
9. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Pikulik R.G., Saykov Yu.P., Tchmshkyan D.V., Tedoradze L.V. and Zakharov A.S. LEU WWR-M fuel assemblies burnable test. The RERTR-2000 International meeting on reduced enrichment for research and test reactors. October 1–6, 2000, Las Vegas, Nevada.
10. Enin A.A., Erykalov A.N., Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Lvov V.S., Petrov Yu.V., Saykov Yu.P., Zakharov A.S., Zvezdkin V.S. Design and Experience of HEU and LEU fuel for WWR-M reactors. In: Nuclear Engineering and Design, 1998, vol. 182, pp. 233–240.
11. Kolesov V.V., Kochnov O.Yu., Volkov Yu.V., Ukrantsev V.F., Fomin R.V. Development of precision model of the VVR-c reactor for subsequent optimization of its design and breeding ^{99}Mo and other radionuclides. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2011, no. 4, pp. 129-133 (in Russian).
12. Zakharov A.S., Zvezdkin V.S., Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Lvov V.S., Pikulik R.G., Saykov Yu.P. Development and tests of finned spent fuel assembly of WWR-M reactor. Preprint, PNPI, no. 1799, St. Petersburg, 1992. (in Russian).
13. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yur'ev Yu.S. Thermal-hydraulic Calculations in Nuclear Power. Handbook. Moscow. Izdat Publ., v. 1, 770 p. (in Russian).
14. Petrov Yu.V., Erykalov A.N., Onegin M.S. A Neutronic Feasibility Study for Fuel Enrichment Reduction of the PNPI WWR-M reactor. Preprint, PNPI, no. 2401. Gatchina, 2000. 51 p. (in Russian).
15. Konoplev K.A., Pikulik R. G., Saykov Yu.P. SFA tightness control at the WWR-M reactor in the USSR AS LNPI. In: LNPI methodical and applied works. Leningrad, 1988, pp. 129-130. (in Russian).
16. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Saikov Yu.P., Zakharov A.S. The Test method and some results for WWR-M fuel. The 21st International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR). October 18–23, 1998, San-Paulo, Brazil.
17. Petuhov B.S., Genin L.G., Kovalev S.A., Solov'ev S.L. Heat Transfer in Nuclear Power Plants. Moscow. MEI Publ., 2003, 548 p. (in Russian).

Authors

Chusov Igor' Aleksandrovich, Head, Department of Thermal Physics,
Assistant Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: igrch@mail.ru

Shelegov Aleksandr Sergeevich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: a_shelegov@mail.ru

Kochnov Oleg Yur'evich, Head Engineer, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail:kochnov2000@mail.ru

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ ДЛЯ АНАЛИЗА ВНУТРЕННЕЙ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ

А.С. Бочкарев*, П.Н. Алексеев**, А.С. Корсун*, В.С. Харитонов*

* Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31

** ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт»

123098, г. Москва, площадь Академика Курчатова, 1



Обсуждаются разработанные интегральные одномерные модели теплогидравлических процессов, обеспечивающих отвод остаточного тепловыделения в реакторе типа БН. Выполнен анализ допущений и ограничений одномерных уравнений нестационарной естественной конвекции в замкнутых контурах. Показано удовлетворительное согласие расчетных значений температур и расхода натрия первого контура при потере теплосъема и принудительной циркуляции теплоносителя первого контура с результатами расчетного бенчмарк-эксперимента на реакторе PHENIX. Модель позволяет оценить влияние основных теплофизических, геометрических параметров, а также различных технических решений на эффективность пассивного отвода тепла посредством естественной конвекции теплоносителя, устанавливающейся в баке реактора и в промежуточном контуре системы аварийного отвода тепла, а также теплопередачи через корпус реактора. Модель включена в состав комплексного алгоритма оценки уровня внутренней самозащищенности перспективных быстрых реакторов и служит, главным образом, для того, чтобы на начальной стадии концептуального проектирования разработать рекомендации и требования к параметрам оборудования реактора, способствующие повышению его внутренней самозащищенности. Модель будет использована для определения набора количественных теплогидравлических критерии, влияющих на динамику протекания переходных аварийных процессов, приводящих к возможному нарушению целостности барьеров безопасности реактора, и для формулировки ограничений на выработанные критерии, при соблюдении которых требование целостности барьеров безопасности выполняется для любой комбинации исходных событий, инициирующих аварию.

Ключевые слова: БР, БН, PHENIX, быстрый реактор, САОТ, самозащищенность, отвод остаточного тепловыделения, внутренняя самозащищенность, естественная циркуляция, насос.

ВВЕДЕНИЕ

Среди требований, предъявляемых к перспективным ЯЭУ, одним из важнейших является обеспечение безопасности [1]. Безопасность ЯЭУ достигается за счет принятия ряда организационных, технических и правовых мер. Говоря о технических мерах, необходимо выделить требование к наличию у проектируемых перспективных ЯЭУ развитого

© А.С. Бочкарев, П.Н. Алексеев, А.С. Корсун, В.С. Харитонов, 2016

свойства внутренней самозащищенности [2, 3]. Целью развития в реакторе свойства внутренней самозащищенности является достижение реактором такого состояния защищенности, при котором любая комбинация внутренних исходных событий, инициирующих аварийную ситуацию, не приводит к нарушению целостности барьеров безопасности станции. Поскольку, согласно [2], «для запроектных аварий, которые не исключены на основе свойств внутренней самозащищенности реактора и принципов его устройства, независимо от их вероятности должны быть разработаны организационные меры по управлению такими авариями», возникает необходимость расчетного моделирования таких маловероятных аварий и их последствий. Возникает потребность в проектировании и внедрении дополнительных технических средств, требующих расчетного обоснования, что приводит к увеличению затрачиваемых временных и материальных ресурсов. Повышение внутренней самозащищенности актуально тем, что может позволить исключить возникновение многих запроектных аварий и их наложений [4 – 6], что в свою очередь может исключить необходимость принятия дополнительных организационных, технических и правовых мер по отношению к подобным ситуациям не только на стадии эксплуатации установки, но и на стадии ее проектирования.

Для этого полезно использовать методику, определяющую количественную характеристику уровня самозащищенности исследуемого реактора, принимая во внимание лишь физические свойства активной зоны и компоновку первого контура. Комплексный алгоритм, использующий такую методику, реализован в программе DYANA [7, 8], позволяющей анализировать как установившиеся асимптотические состояния реактора, так и переходные процессы, инициируемые возмущениями основных рабочих параметров реактора. В DYANA представлено комплексное одномерное моделирование нейтронной физики и теплогидравлики быстрого реактора с жидкокометаллическим охлаждением только в пределах первого контура. Аналоги подобной методики представлены в работах [9 – 15]. Однако такой подход не позволяет адекватно моделировать работу систем пассивного отвода остаточного тепловыделения применительно к анализу безопасности перспективных быстрых реакторов с жидкокометаллическим теплоносителем. Это определяет необходимость дополнительной разработки новых моделей для расчета уровня естественной циркуляции в системах аварийного отвода тепла.

Для кода DYANA разработаны усовершенствованная теплогидравлическая одномерная модель первого контура и модель контуров системы аварийного отвода тепла (САОТ) реактора типа БН. В модели учитывается возможность теплопередачи через корпус реактора к охлаждающему воздуху и разработана теплогидравлическая модель насоса.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ НЕСТАЦИОНАРНОЙ ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ В КОНТУРЕ

Течение жидкой среды с плотностью, зависящей от температуры, в произвольном канале с переменной площадью поперечного сечения $S(x)$, согласно [16], описывается уравнениями:

$$\frac{\partial p}{\partial \tau} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0, \quad (1)$$

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial \tau} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = \rho g - \frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial S_{ji}}{\partial x_j}, \quad (2)$$

где S_{ji} – тензор напряжений, который учитывает перенос импульса за счет турбулентной и молекулярной вязкостей; p – давление; ρ – плотность среды; u – скорость потока; τ – время.

Рассмотрим одномерное приближение относительно средних по сечению значений

скорости, давления и плотности при условии прилипания жидкости на стенке. Пренебрегаем диффузионным переносом импульса вдоль канала по сравнению с конвективным, эффектами сжимаемости среды ($\partial \rho / \partial t = 0$). В случае замкнутого контура, вдоль которого температура жидкости непостоянна, если давление изменяется по контуру непрерывно, из системы (1), (2) получим уравнение движения [17]

$$\Delta p_{\text{ец}} + \sum_i \Delta p_i = \Delta p_{\text{сопр}} + l^{*-1} \frac{dG}{d\tau} = \Delta p_{\text{сопр}} + \oint \frac{dl}{S(l)} \frac{dG}{d\tau}, \quad (3)$$

где G – массовый расход. Согласно (3), движущий напор складывается из напора насосов Δp_i и напора естественной циркуляции $\Delta p_{\text{ец}}$. Суммарный движущий напор идет на ускорение потока жидкости и преодоление суммарного сопротивления контура. Параметр l^{*-1} в (3) характеризует степень инерционности изменения расхода теплоносителя в контуре.

ЕСТЕСТВЕННАЯ ЦИРКУЛЯЦИЯ НАТРИЯ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ РЕАКТОРА

Как правило, в проектах реакторов типа БН предусмотрена возможность отвода остаточного тепловыделения с помощью естественной циркуляции теплоносителя первого контура и контуров систем аварийного отвода тепла (САОТ и через корпус) [18 – 20].

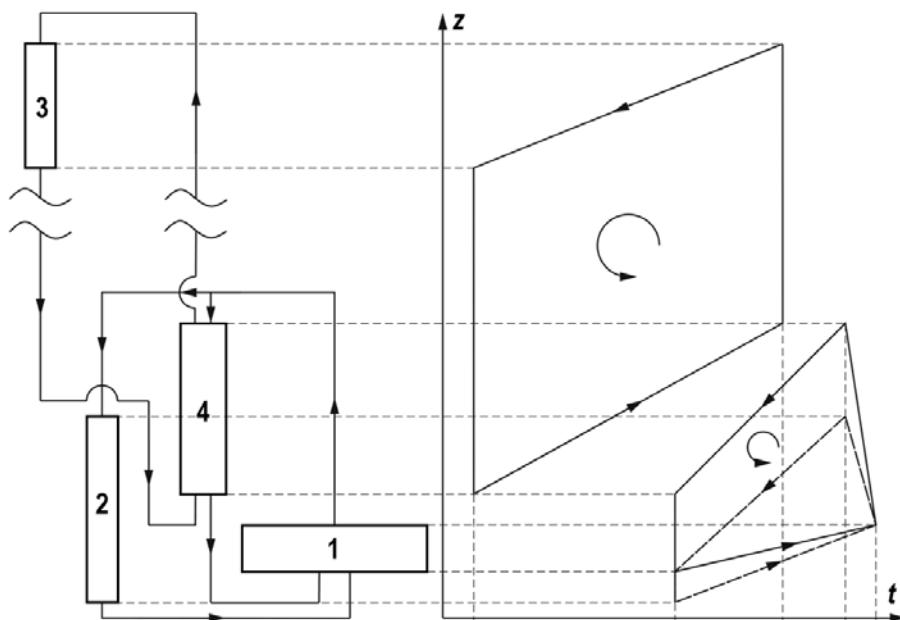


Рис. 1. Схема первого контура и промежуточного контура САОТ и их температурные диаграммы: 1 – активная зона; 2 – промежуточный теплообменник (ПТО); 3 – воздушный теплообменник (АТО)

На рисунке 1 изображены упрощенная схема моделируемых контуров и распределение температуры рабочих сред. При снижении расхода теплоносителя первого контура ниже определенного значения включаются петли САОТ и устанавливается естественная циркуляция теплоносителя в первом контуре и контурах САОТ. В активную зону подается теплоноситель с температурой $t_{\text{bx}} = (T_{\text{ато}}g_{\text{ато}} + t_{\text{пто}}G_{\text{пто}})/(G_{\text{ато}} + G_{\text{пто}})$ и расходом $G = G_{\text{ато}} + G_{\text{пто}}$.

Естественная циркуляция в исследуемых замкнутых контурах описывается уравнением (3). Суммарное сопротивление при этом $\Delta p_{\text{сопр}} = \Delta p_{\text{сопр1}} + \Delta p_{\text{сопр2}} + \Delta p_{\text{сопр3}}$, где $\Delta p_{\text{сопр1}} \sim G_{\text{ато}}^2$; $\Delta p_{\text{сопр2}} \sim G_{\text{пто}}^2$; $\Delta p_{\text{сопр3}} \sim G^2$. Суммарный напор сил плавучести

$\Delta p_{\text{еу}} = \Delta p_{\text{еу1}} + \Delta p_{\text{еу2}}$, где индексы 1, 2 означают контуры с ПТО и АТО соответственно.

Температура теплоносителя в баке реактора t_6 с учетом всех каналов отвода остаточного тепловыделения определяется следующими уравнениями теплового баланса с учетом перемешивания теплоносителя в объеме над активной зоной:

$$\rho c_p V dt_6/d\tau = G_{\text{аз}} c_p \mu_{\text{pto}} (t^{\text{вых}}_{\text{аз}} - t^{\text{вх}}_{\text{ато}}) - Q^*_{\text{саот}} - Q_{\text{кор}}, \quad (4)$$

$$\rho c_p V dt_6/d\tau = G_{\text{ато}} c_p \mu_{\text{ато}} (t^{\text{вых}}_{\text{аз}} - t^{\text{вх}}_{\text{ато}}) + G_{\text{пто}} c_p \mu_{\text{пто}} (t^{\text{вых}}_{\text{аз}} - t^{\text{вх}}_{\text{пто}}) - Q_{\text{кор}}, \quad (5)$$

где c_p – удельная теплоемкость; μ – коэффициент перемешивания теплоносителя; Q – мощность, снимаемая соответствующим каналом отвода тепла. Уравнение (4) справедливо до момента подключения АТО к активной зоне, уравнение (5) – после подключения. $Q^*_{\text{саот}}$ – мощность, отбираемая САОТ в «холостом» режиме, т.е. до подключения АТО к активной зоне.

ТЕПЛООТВОД ЧЕРЕЗ КОРПУС РЕАКТОРА

За счет теплопередачи через корпус реактора воздух, поступающий в шахту реактора с температурой t_0 , нагревается на некоторую величину Dt . В качестве приближенного асимптотического решения [17] можно принять

$$\Delta t^* = \frac{(G_* / G_k)^{2/3}}{1 + \frac{1}{3}(G_* / G_k)^{2/3}}, \quad (6)$$

$$G = (G_* G_k^2)^{1/3}. \quad (7)$$

где $G_* = K_l H_r / c_p$, $G_k^2 = \rho_0 g \beta(t_6 - t_0)(H_t + H_r/2)/\chi$ – параметры с размерностью расхода, поддающиеся численной оценке; K_l – линейный коэффициент теплопередачи от натрия в баке реактора к воздуху в шахте; H_r – высота реактора; G – расход воздуха в зазоре; χ и H_t – сопротивление и характерная величина тягового участка контура циркуляции воздуха; β – коэффициент объемного расширения натрия; $\Delta t^* = \Delta t / (t_6 - t_0)$ – безразмерный подогрев.

Соотношения, полученные для случая стационарной работы аппарата, могут быть использованы для переходных и аварийных процессов при учете зависимости температуры натрия в баке реактора $t_6(\tau)$ как наиболее теплоемкого элемента от времени.

МОДЕЛЬ НАСОСА

Гидродинамический напор ΔP насоса создается за счет силы, действующей на жидкость в направлении (как правило) вдоль потока. Наиболее простой механизм реализуется в насосах электромагнитного типа. Силой, создающей напор, является объемная сила плотности f , обусловленная наличием поля. При этом создаваемый напор равен

$$\Delta P = \int_0^l p g dl.$$

В механических насосах сила, действующая на жидкость, создается за счет движения лопаток. Для упрощенной схемы, когда лопатки движутся в прямом канале при наличии зазора между лопатками и стенкой, сила будет зависеть от разницы скоростей лопаток u_l и жидкости $u_{ж}$. Так как скорость лопаток определяется числом оборотов ротора насоса, а скорость жидкости пропорциональна расходу жидкости, то создаваемый насосом напор можно записать в виде выражения

$$\Delta P_n = B(A_n - G)^m, \quad (8)$$

где n – число оборотов; t, A, B – неизвестные параметры.

Кроме силы, действующей на жидкость со стороны лопаток (подвижных частей насоса), на нее действует сила трения о стенки (неподвижные части насоса), зависящая от расхода жидкости.

Эффективный напор насоса при этом будет пропорционален квадрату расхода жидкости $\Delta P_h = \chi_h G^2$, т.е.

$$\Delta P_{\text{эфф}} = B(An - G)^m - \chi_h G^2. \quad (9)$$

Собственное сопротивление трения насоса невелико по сравнению с создаваемым напором, поэтому для упрощения аппроксимации ΔP_h последний член в (9) будет опущен, имея в виду, что сопротивление насоса можно учесть при определении суммарного сопротивления контура циркуляции жидкости.

Уравнение движения ротора очевидно:

$$I d\omega/dt = M_{\text{эл}} - M_{\text{сопр}}, \quad (10)$$

где I – суммарный момент инерции подвижных деталей насоса и электродвигателя; $w = 2\pi n$ – угловая скорость вращения; n – частота вращения об/мин; $M_{\text{эл}}$ – врачающий момент, создаваемый электродвигателем; $M_{\text{сопр}}$ – момент сопротивления.

Основной вклад в момент сопротивления вносит сила, действующая на лопатки насоса со стороны жидкости (равная с обратным знаком силе, действующей на жидкость со стороны лопаток). При этом момент равен силе, умноженной на эффективное плечо. Тогда

$$M_{\text{сопр}} = C(An - G)^m. \quad (11)$$

Уравнение движения жидкости по контуру

$$\Delta P_h(\tau) + \Delta P_{\text{еу}} = \chi G^2 + l^{*-1} dG/d\tau, \quad (12)$$

где ΔP_h – напор насосов; $\Delta P_{\text{еу}}$ – напор естественной циркуляции; χ – коэффициент сопротивления контура.

Согласно [21], если рабочая точка находится на линейном участке гидравлической характеристики, то при использовании для $H(G_n)$ выражения (8) получим $H = B(An - G)^m$. Тогда для линейного участка справедливо выражение

$$\Delta P_h/(\rho g) = 22.4(0.43n - v), \quad (13)$$

где v – объемный расход теплоносителя.

С учетом (13) система уравнений, описывающих $n(\tau)$ и $G(\tau)$, принимает вид

$$2\pi I dn/d\tau = M_{\text{эл}} - C(0.43n - v),$$

$$\Delta P_h(\tau) + \Delta P_{\text{еу}} = \chi G^2 + l^{*-1} dG/d\tau,$$

$$\Delta P_h/(\rho g) = 22.4(0.43n - v).$$

СРАВНЕНИЕ С ЭКСПЕРИМЕНТОМ

Расчетные значения температуры и расхода натрия первого контура в неодновременном наложении аварий с потерей принудительной циркуляции натрия первого контура и потерей теплосъема, полученные с помощью расчетного кода DYANA, показали удовлетворительное согласие с результатами эксперимента на реакторе PHENIX (рис. 2, 3) в рамках соответствующего бенчмарк-эксперимента [22]. Расчетные значения расхода натрия первого контура по модели DYANA ниже соответствующих значений бенчмарк-эксперимента. Расчетные значения температур первого контура по модели DYANA выше соответствующих значений бенчмарк-эксперимента. Таким образом, исходя из нейтронно-физической и теплогидравлической модели расчетного кода DYANA и результатов

сравнительных расчетов, можно утверждать, что расчетные значения выходных параметров разработанной расчетной модели оценочны и консервативны.

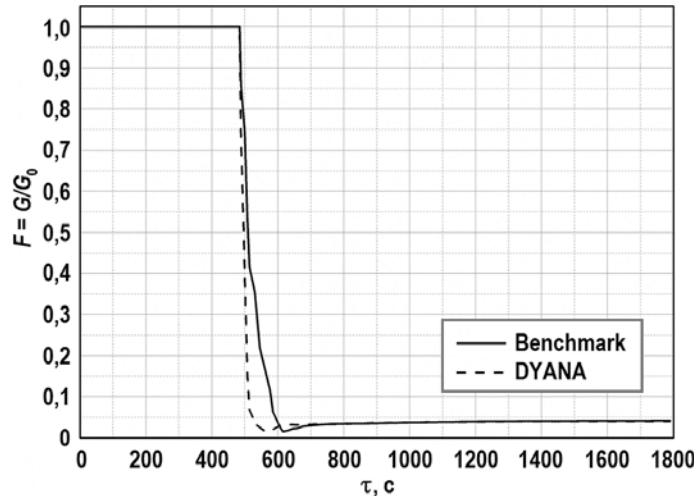


Рис. 2. Расчетные значения расхода натрия первого контура

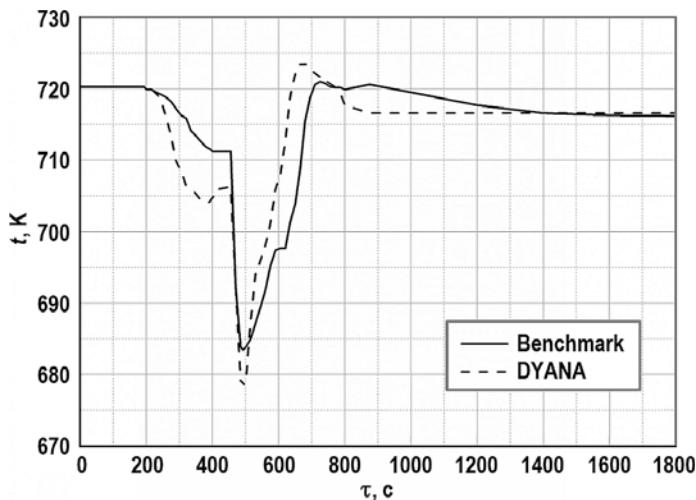


Рис. 3. Расчетные значения температуры натрия первого контура

Таблица 1

Сценарий аварии в рамках сравнительного анализа результатов эксперимента на PHENIX и выходных расчетных данных кода DYANA

Авария	Потеря принудительной циркуляции натрия первого контура		Потеря принудительной циркуляции натрия первого контура + потеря теплосъема
Время, с	0	458	466
Событие	Отключение двух работающих петель второго контура	Аварийная защита	Отключение питания всех трех ГЦН, начало механического выбега ГЦН

Смоделирована авария, на начало которой реактор имеет тепловую мощность 120 МВт и расход натрия первого контура 1291 кг/с, одна петля второго контура не работает, все три ГЦН работают. Сценарий аварии состоит из распределенных по времени событий, инициирующих начало переходных процессов (табл. 1).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрены процессы теплосъема при естественной конвекции теплоносителя в системе отвода остаточного тепловыделения в реакторе типа БН. Выполнен анализ допущений и ограничений одномерных уравнений нестационарной естественной конвекции в замкнутых контурах. Разработаны интегральные модели теплогидравлических процессов, обеспечивающих пассивный отвод остаточного тепловыделения в реакторе типа БН. Модель позволяет оценить влияние основных теплофизических и геометрических параметров на эффективность пассивного отвода тепла посредством естественной конвекции теплоносителя, устанавливющейся в баке реактора и промежуточном контуре системы аварийного отвода тепла, а также теплопередачи через корпус реактора.

Расчетные значения температур и расхода натрия первого контура находятся в удовлетворительном согласии с результатами вычислительного эксперимента в рамках бенчмарка реактора PHENIX [22], а на асимптотике совпадают (рис. 3). Хотя расчетные значения выходных параметров разработанной математической модели оценочны и консервативны, модель служит, главным образом, для того, чтобы выработать концептуальные рекомендации к параметрам оборудования реактора, способствующие повышению его внутренней самозащищенности.

Модель предназначена для использования в составе комплексной методики оценки уровня внутренней самозащищенности перспективных быстрых реакторов на начальной стадии их концептуального проектирования и включена в расчетный код DYANA.

Литература

1. Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю., Кухаркин Н.Е., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А., Субботин С.А., Цибульский В.Ф., Штромбах Я.И. О стратегии ядерной энергетики России до 2050 года. Доклад на VIII Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» МНТК-2012. Москва, 2012.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/15, НП-001-15. – М.: Энергоатомиздат, 2015. – 30 с.
3. Гордон Б.Г., Пискунова Н.А. О рекомендациях по повышению самозащищенности ядерных реакторов. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 110. – Вып. 2. – С. 117–119.
4. Tanju S. A review of inherent safety characteristics of metal alloy sodium-cooled fast reactor fuel against postulated accidents. // Nuclear Engineering and Technology. – 2015. – Vol. 47. – № 3. – PP. 227-239.
5. Burgazzi L. Analysis of solutions for passively activated safety shutdown devices for SFR. // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – Vol. 260. – PP. 47–53.
6. Ашурко Ю.М., Андреева К.А., Бурьевский И.В. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №3. – С.5-14.
7. Alekseev P., Delpech M., Ilyin D. Improvement of the Safety Potential for the Lead-Cooled Fast Reactors. Proc. of Conf. on Design and Safety of Advanced Nucl. Power Plants, Tokyo, Japan. – 1992. – P.9.
8. Алексеев П.Н., Бочкирев А.С. Потенциал внутренней самозащищенности реактора. // Ядерная физика и инжиниринг. – 2013. – Т. 4. – №5. – С. 1–5.
9. Stauff N.E., Buiron L., Fontaine B., Rimpault G. Methodology for Designing a Sodium-Cooled Fast Reactor with Inherent Safety. // Nuclear Technology. – 2013. – Vol. 181. – №. 2. – PP. 241-250.
10. Gandini A., Salvatores M., Slessarev I. Balance of Power in ADS Operation and Safety. // Annals of Nuclear Energy. – 1999. – Vol. 27. – No. 1. – P. 71.
11. Qvist S. Optimizing the Design of Small Fast Spectrum Battery-Type Nuclear Reactors. // Energies. – 2014. – №. 7. – PP. 4910-4937.
12. Wade, D.C., Chang, Y.I. The integral fast reactor (IFR) concept: Physics of operation and safety. In Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics Mathematics and Computation, Paris, France, 27 April 1987.
13. Chen X., Suzuki T., Matzerath Boccaccini C. et al. Steady-State and Transient Analyses for ADT's

- (Fertile-free Fuels) Domain IV. Technical Meeting on the CRP: 'Studies of Advanced Reactor Technology Options for Effective Incineration of Radioactive Waste Hefei, October 22-26, 2004.
14. Кузьмин А.М. Коэффициенты реактивности и асимптотический анализ безопасности. – М.: МИФИ, 1997. – 60 с.
15. Kuznetsov I.A., Bagdasarov Yu.E., Ashurko Yu.M. Role of fast reactor physical characteristics in limiting the consequences of hypothetical accidents. // Atomic Energy. – 1983. – Vol. 54. – No. 2. – PP. 103-108.
16. Следстери Дж.С. Теория переноса импульса, энергии и массы в сплошных средах. – М.: Энергия. – 1978. – 124 с.
17. Алексеев П.Н., Бочкарев А.С., Корсун А.С., Харитонов В.С. Моделирование теплогидравлических процессов в системах пассивного отвода тепла в быстрых натриевых реакторах. // Вестник Национального исследовательского ядерного университета МИФИ. – 2014. – Т. 3. – №3. – С. 362.
18. Subhash Ch. Safety aspects of intermediate heat transport and decay heat removal systems of sodium-cooled fast reactors. // Nuclear Engineering and Technology. – 2015. – Vol. 47. – No. 3. – PP. 260-266.
19. Kazumi A. et al. A summary of sodium-cooled fast reactor development. // Progress in Nuclear Energy. – 2014. – Vol. 77. – PP. 247-265.
20. Зарюгин Д. Г. и др. Расчетно-экспериментальное обоснование проектной системы аварийного отвода тепла БН-1200. // Атомная энергия. – 2014. – №4. – С. 222-228.
21. Митенков Ф.М., Новинский Э.Г., Будов В.М. Главные циркуляционные насосы АЭС. – М.: Энергоатомиздат. – 1989. – 376 с.
22. Benchmark Analyses on the Natural Circulation Test Performed During the PHENIX End-of-Life Experiments. IAEA-TECDOC-1703, IAEA. – 2013. – 169 p.

Поступила в редакцию 28.07.2016 г.

Авторы

Бочкарев Алексей Сергеевич, инженер НИЯУ «МИФИ»
E-mail: aleseboch@mail.ru

Алексеев Павел Николаевич, заместитель руководителя КЯТК НИЦ «КИ»
E-mail: Alekseev_pn@nrcki.ru

Корсун Александр Сергеевич, доцент НИЯУ «МИФИ»
E-mail: askorsun@bk.ru

Харитонов Владимир Степанович, зам. зав. каф. Теплофизики НИЯУ «МИФИ»
E-mail: VSKhарitonov@mephi.ru

UDC 621.039

MODELING OF NATURAL CIRCULATION FOR THE INHERENT SAFETY ANALYSIS OF SODIUM COOLED FAST REACTORS

Bochkarev A.S.*, Alekseev P.N.**, Korsun A.S.*, Kharitonov V.S.*

* National Research Nuclear University «MEPhI»

31 Kashirskoye shosse, Moscow, 115409 Russia

** National Research Centre «Kurchatov Institute»

1 Akademika Kurchatova sq., 1, Moscow, 123098 Russia

ABSTRACT

The paper discusses a set of developed integrated one-dimensional models of thermal-hydraulic processes that contribute to the removal of decay heat in a BN-type reactor. The assumptions and constraints involved in one-dimensional equations of unsteady natural convection in closed circuits have been analyzed. It has been

shown that the calculated values of the primary circuit sodium temperature and flow rate in conditions with a loss of heat removal and with a forced circulation of the primary coolant are in a reasonable agreement with the results of a benchmark experiment in the PHENIX reactor. The model makes it possible to assess the effects general thermophysical and geometrical parameters and the selected technology have on the efficiency of passive heat removal by the natural coolant convection in the reactor tank and in the emergency heat removal system's intermediate circuit and by the heat transfer through the reactor vessel. The model is a part of an integrated algorithm used to assess the inherent safety level of advanced fast neutron reactors and is intended primarily to develop, at the early conceptual design stage, the recommendations and requirements with respect to the reactor equipment parameters leading to an increase in the reactor inherent safety. The model will be used to identify the set of quantitative thermal-hydraulic criteria that have an effect on the dynamics of emergency transients leading to a potential loss of integrity by the reactor safety barriers, and to formulate such limits for the defined criteria as would cause, if observed, the requirement for the safety barrier integrity to be met under any combination of the accident initiating events.

Key words: fast reactor, BN, PHENIX, emergency heat removal system, inherent safety, decay heat removal, natural circulation, pump.

REFERENCES

1. Alekseev P.N., Asmolov V.G., Gagarinskiy A.Yu., Kukharkin N.E., Semchenkov Yu.M., Sidorenko V.A., Subbotin S.A., Tsibulskiy V.F., Shtrombah Ya.I. On the Russian Nuclear Power Industry Development Strategy until 2050. In Proceedings of the VIIIth International Scientific and Technical Conference «Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power Industry». Moscow, 2012 (in Russian).
2. General Provisions for Ensuring the Safety of Nuclear Power Plants. NP-001-15. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2015, 30 p. (in Russian).
3. Gordon B.G., Piskunova N.A. On Recommendations For Increasing The Inherent Safety Of Nuclear Reactors. *Atomnaya energiya*, 2011, v. 110, no. 2, pp. 73-137 (in Russian).
4. Tanju S. A Review of Inherent Safety Characteristics of Metal Alloy Sodium-Cooled Fast Reactor Fuel Against Postulated Accidents. *Nuclear Engineering and Technology*, 2015, v. 47, no. 3, pp. 227-239.
5. Burgazzi L. Analysis of Solutions for Passively Activated Safety Shutdown Devices for SFR. *Nuclear Engineering and Design*, 2013, v. 260, pp. 47-53.
6. Ashurko Yu.M., Andreeva K.A., Bur'evsky I.V., Volkov A.V., Egorov A.V., Kuznetsov I.A., Korobeynikova L.V., Matveev V.I., Solomonova N.V., Khomyakov Yu.S., Tsarapkina A.N. A Study Into the SVRE Effects on the Safety of a Large Sodium Fast Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*, 2014, no. 3, pp. 5-14 (in Russian).
7. Alekseev P., Delpech M., Ilyin D. Improvement of the Safety Potential for the Lead-Cooled Fast Reactors. Proc. of Conf. on «Design and Safety of Advanced Nucl. Power Plants», Tokyo, Japan, 1992, p. 9.
8. Alekseev P.N., Bochkarev A.S. Potential of the Inherent Safety of a Reactor. *Yadernaya fizika i inzhiniring*. 2013, v. 4, no. 5, pp. 1-5 (in Russian).
9. Stauff N., Buiron L., Fontaine B., Rimpault G. Methodology for Designing a Sodium-Cooled Fast Reactor with Inherent Safety. *Nuclear Technology*, 2013, v. 181, no. 2, pp. 241-250.
10. Gandini A., Salvatores M., Slessarev I. Balance of Power in ADS Operation and Safety. *Annals of Nuclear Energy*, 1999, v. 27, no. 1, p. 71.
11. Qvist S. Optimizing the Design of Small Fast Spectrum Battery-Type Nuclear Reactors. *Energies*, 2014, no. 7, pp. 4910-4937.
12. Wade D.C, Chang Y.I. The Integral Fast Reactor (IFR) Concept: Physics of Operation and Safety. In Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics Mathematics and Computation. Paris, France, 27 April 1987.
13. Chen X., Suzuki T., Boccaccini M., Rineiski A., Maschek W., Morita K. Steady-State and

Transient Analyses for ADT's (Fertile-free Fuels) Domain IV. Technical Meeting on the CRP: Studies of Advanced Reactor Technology Options for Effective Incineration of Radioactive Waste. Hefei, October 22-26, 2004.

14. Kuzmin A.M. Reactivity Coefficients and Asymptotic Safety Analysis. Moscow. MIFI Publ., 1997. 60 p. (in Russian).

15. Kuznetsov I.A., Bagdasarov Yu.E., Ashurko Yu.M. Role of Fast Reactor Physical Characteristics in Limiting the Consequences of Hypothetical Accidents. *Atomic Energy*, 1983, v. 54, no. 2, pp. 103-108.

16. Slattery J.C. Momentum, Energy and Mass Transfer in Continua, McGraw-Hill, New York, 1972, 682 p.

17. Alekseev P.N., Bochkarev A.S., Korsun A.S., Kharitonov V.S. Modeling of Thermal-Hydraulic Processes in Passive Heat Removal Systems for Fast Sodium Cooled Reactors. *Vestnik natsionalnogo issledovatel'skogo yadernogo universiteta «MIFI»*, 2014. v. 3, no. 3, pp. 362-367 (in Russian).

18. Subhash Ch. Safety Aspects of Intermediate Heat Transport and Decay Heat Removal Systems of Sodium-Cooled Fast Reactors. *Nuclear Engineering and Technology*, 2015, v. 47, no. 3, pp. 260-266.

19. Kazumi A., Dufourb P., Hongyic Y., Glatzd J., Kime Y., Ashurko Yu., Hillg R., Utoh N. A Summary of Sodium-Cooled Fast Reactor Development. *Progress in Nuclear Energy*, 2014, v. 77, pp. 247-265.

20. Zaryugin D.G., Poplavskij V.M., Rachkov V.I., Sorokin A.P., Shvetsov Yu.E., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Computational and Experimental Validation of the Planned Emergency Heat Removal System for BN-1200. *Atomnaya energiya*, 2014, no. 4, pp. 271-277 (in Russian).

21. Mitenkov F.M., Novinskij E.G., Budov V.M. Primary Coolant Circuit Circulation Pumps for NPPs. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 320 p. (in Russian).

22. Benchmark Analyses on the Natural Circulation Test Performed During the PHENIX End-of-Life Experiments, IAEA-TECDOC-1703, Vienna, Austria, IAEA, 2013, 169 p.

Authors

Bochkarev Aleksey Sergeyevich, Engineer, NRNU «MEPhI»
E-mail: alseboch@mail.ru

Alekseev Pavel Nikolaevich, Deputy Director of Kurchatov Nuclear Technological Complex,
NRC «KI»
E-mail: Alekseev_pn@nrcki.ru

Korsun Aleksandr Sergeyevich, Associate Professor, NRNU «MEPhI»
E-mail: askorsun@bk.ru

Kharitonov Vladimir Stepanovich, Deputy Head of the Thermal Physics Department,
NRNU «MEPhI»
E-mail: VSKharitonov@mephi.ru

ВЫРОЖДЕННЫЕ ЗАДАЧИ ОПТИМИЗАЦИИ И КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТЬ ЯЭУ

А.В. Клименко

ОФ «Институт системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва»

144001, г. Электросталь, Московская обл., ул. К. Маркса, ба

НИИУ «МИФИ»

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31



Оптимизация больших систем экономики и энергетики приводит к вырожденным решениям большой размерности [1, 2]. Это очень сильное математическое усложнение. Однако оно позволяет рассматривать будущее развитие энергетики как совместную работу ядерных энергетических установок (ЯЭУ), энергетических установок (ЭУ) на угле, энергетических установок на газе. Для этого нужна системная оптимизация параметров ЯЭУ.

Если энергоустановка определенного типа не вошла в оптимальный план развития энергосистемы, то она по определению неоптимальна и, следовательно, неконкурентоспособна.

ЯЭУ может войти в оптимальный план развития энергосистемы. При этом, если в локально-оптимальных планах развития энергосистемы введенные ранее в эксплуатацию энергоблоки (ЯЭУ) после работы их на некотором временном отрезке прерывают несение нагрузки (энерговыработку) до «нуля» на срок, превышающий регламентные работы, то это свидетельствует о неоптимальности выбранных параметров и режимов работы. Такие ЯЭУ проявляют конкурентоспособность только на временных участках, когда энергосистема позволяет им нести нагрузку.

Если введенные в эксплуатацию энергоблоки (ЯЭУ) прекращают свою работу (выводятся из эксплуатации) раньше проектного срока службы не по причинам «морального» устаревания, то это свидетельствует о неоптимальности выбранных параметров и режимов работы. И это тоже свидетельствует о недостаточной конкурентоспособности этих ЯЭУ.

Конкурентоспособной может считаться ЯЭУ, которая вошла в оптимальный план развития энергосистемы и отработала без прерываний в режиме несения нагрузки по энерговыработке проектный срок службы.

Ключевые слова: вырожденная задача оптимизации, экономика, энергетика, энергосистема, энергоустановка, ядерная энергетическая установка, оптимальность, неоптимальность, норма дисконтирования, конкурентоспособность, неконкурентоспособность.

ОПТИМАЛЬНЫЕ ПЛАНЫ РАЗВИТИЯ РОССИИ ДЛЯ ЭКОНОМИК С РАЗНОЙ ЦЕНОЙ ВРЕМЕНИ

Для анализа развития ядерной энергетики (ЯЭ) России все исходные данные, метод оптимизации и инструмент оптимизации – код TOBAS – взяты из [3 – 8]. Отметим некоторые из них.

Виды энергоустановок. В ЯЭ России разрешен ввод в эксплуатацию на всем интервале в 150 лет оптимального планирования ЯЭУ с реакторными установками двух ти-

пов: **В-0** – урановый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор ВВЭР-1000 для работы в открытом ЯТЦ [9]; **В3** – уран-плутониевый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор ВВЭР-1000 для работы в замкнутом ЯТЦ [9]. Также разрешен ввод в эксплуатацию с 30 года интервала оптимального планирования ЯЭУ с реакторными установками еще семи типов: **В-Ри** – уран-плутониевый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор ВВЭР-1000 для работы в замкнутом ЯТЦ (все делящиеся материалы заменены на плутоний) [9]; **СВБР** – свинцово-висмутовый энергетический (быстрый) реактор СВБР-100 с топливом из урана, плутония, минорных актиноидов (МА) для работы в замкнутом ЯТЦ [10]; **БН** – натриевый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор БН-1200 (двухконтурная схема ЯЭУ) для работы в замкнутом ЯТЦ [11]; **БН-Т** – натриевый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор БН-1200 (трехконтурная схема ЯЭУ) для работы в замкнутом ЯТЦ [11]; **БРЕСТ** – свинцовый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор БРЕСТ-1200 для работы в замкнутом ЯТЦ [12]; **ВК** – водяной кипящий корпусной быстрый энергетический реактор ВККБР-1035 для работы в замкнутом ЯТЦ [13]; **ЖСР** – жидкосолевой энергетический (быстрый) реактор ЖСР-1650 для работы в замкнутом ЯТЦ [14]. ЖСР вырабатывает электроэнергию и сжигает МА. Суммарная мощность ЯЭУ типа ЖСР и режимы их работы оптимизировались в каждый момент времени так, чтобы к концу интервала планирования (150 лет) склад МА всей энергосистемы России был пуст (т.е. запас склада МА был равен нулю).

Традиционная энергетика (тепловые электростанции – ТЭС) представлена [3 – 5, 15 – 17] двумя ЭУ (каждая со своей энерготехнологией) для угольной энергетики – **У1, У2** и двумя ЭУ для энергетики на природном газе и газе сланцевого происхождения – **Г1, Г2**.

Остальные характеристики математической модели, включая верхний (ВУ) и нижний (НУ) уровни спроса на энерговыработку энергосистемой, принимались такими же, как и в [4, 7].

Некоторые стоимостные характеристики. Функционал, суммарные приведенные затраты на всю программу развития энергосистемы России, измеряется в Т\$. Функционал плана с участием ЯЭ разбит на две части. Одна часть включает в себя все затраты без оплаты ущерба от тяжелых аварий типа «Чернобыльской», другая часть (Δ) – оплату ущерба от тяжелой аварии типа «Чернобыльской» в зависимости от вероятности тяжелой аварии (ВТА) [7, 18].

Срок службы ЯЭУ принимался равным 60-ти годам; ЭУ на угле – 40-ка годам, если установка вводится до 50-го года интервала планирования, и 60-ти годам, если установка вводится после 50-го года интервала планирования; ЭУ на газе – 20-ти годам, если установка вводится до 50-го года интервала планирования, и 60-ти годам, если установка вводится после 50-го года интервала планирования. Предполагалось, что любая из перечисленных ЯЭУ и ЭУ рабочоспособны в течение срока службы (с учетом регламентированных капитальных и текущих ремонтов, модернизации, снятии с эксплуатации – все виды работ учтены в функционале конкретных ЯЭУ и ЭУ).

За начало (ноль) интервала оптимального планирования принят 2000 год. Будем ситуационно различать состояние экономики России по значению нормы дисконтирования (равной эффективной процентной ставке) в интервале от 5 до 15%/год и выше.

В статье на всех рисунках оптимальные планы представлены графиком только одной характеристики – текущей мощности (загрузки) во времени как отдельных энерготехнологий, так и суммарной по всем энерготехнологиям. Выделенные площади на рисунках представляют энерговыработку для указанной энерготехнологии.

ЛОКАЛЬНАЯ ОПТИМАЛЬНОСТЬ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ ПРИ СОВМЕСТНОЙ РАБОТЕ ЯЭУ, ЭУ НА УГЛЕ И ГАЗЕ

Как отмечалось в [8], если уже сегодня переводить производство энергии в энергосистеме России только на ЯЭУ, то придется столкнуться с решением больших экономи-

ческих и социальных проблем страны. Рассмотрение этого варианта полезно при оптимизации параметров ЯЭУ. А как выглядит структура энергетики России, в которой господствуют ЭУ на угле и газе, при постепенном (мягком) внедрении в нее ЯЭУ?

При решении вырожденной задачи оптимизации энергосистемы России нас будут интересовать кратеры [1, 2], в локально-оптимальных планах которых присутствует ЯЭ, причем эти локально-оптимальные планы должны быть не хуже планов из [7, 18] (в этих планах ЯЭ отсутствует, а в энергосистеме присутствуют только ЭУ на угле и ЭУ на газе). Другими словами, нас будут интересовать кратеры с локально-оптимальными планами, в которых вся энерговыработка энергосистемы России производится совместно на угольных ЭУ, газовых ЭУ и ЯЭУ, и значения функционалов для таких планов не должны превышать значения функционалов для локально-оптимальных планов без ЯЭ из [7, 18]. Такие решения соответствуют точкам $A(0,y,z)$, $A(x,y,0)$ (см. [1, 2], рис. 3).

Такие планы позволяют обратить внимание ядерщиков на имеющиеся резервы в выборе оптимальных параметров проектируемых и перспективных ЯЭУ. Другими словами, традиционно спроектированные ЯЭУ по физико-техническим критериям, помещенные в энергосистему с жесткой конкуренцией со стороны других энерготехнологий (не обязательно ядерных), могут оказаться неоптимальными с точки зрения экономики энергосистемы и вытесненными из структуры энергосистемы. Чтобы знать уязвимые места ЯЭУ при работе их на рынке спроса (в энергосистеме), следует оптимизировать структуру энерговыработки в энергосистеме при наличии в ней ЯЭУ по экономическому критерию на бесконечном интервале планирования.

Ввод в эксплуатацию ЯЭУ ограничивался важным интегральным параметром – суммарная приведенная (дисконтированная) плата за тяжелые аварии на всем интервале оптимального планирования не должна превышать уровень величины $\sim 1,3 \text{ T\$}$ при вероятности тяжелой аварии (ВТА), равной $10^{-5} \text{ реакторолет}^{-1}$ в экономике с эффективной процентной ставкой 5%/год. Для экономики с другими процентными ставками эта величина пересчитывалась (приводилась в соответствие процентным ставкам 10, 15 и т.д. %/год). Отмеченная величина суммарной оплаты за тяжелые аварии во многом субъективная, и отражает представления автора о допустимой обществом оплате такого ущерба. Эта величина – одно из сильных ограничений на развитие ЯЭ и оценивалась так. В [19, 20] были выполнены расчеты оптимального развития энергетики мира на традиционных энерготехнологиях (уголь, нефть, газ, гидро) без участия ЯЭ на интервале 500 лет с нормой дисконтирования 5%/год. Это развитие требует от общества приведенных затрат в размере $\sim 122 \text{ T\$ США}$ по курсу 1998 г. Полученный оптимальный план является вырожденным и соответствует точкам $A(x,0,z)$ (см. [1, 2], рис.3). Как показано в [7, 18], увеличение этих приведенных затрат на 1 – 2% не сильно меняет величину функционала и позволяет рассматривать планы, недалеко отстоящие от локально-оптимального плана. Однако эти планы с другой структурой – в них среди энерготехнологий-конкурентов присутствуют еще и ЯЭУ. Эта добавка в 1% и составляет величину ограничения $\sim 1,3 \text{ T\$}$ суммарной приведенной оплаты за тяжелые аварии, если к мировой выработке энергии традиционными энерготехнологиями подключить ядерные энерготехнологии.

ЭНЕРГЕТИКА РОССИИ С ЭФФЕКТИВНОЙ ПРОЦЕНТНОЙ СТАВКОЙ 5%/ГОД

На рисунке 1 показаны графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальных планах развития энергетики России при эффективной процентной ставке 5% в год для НУ и ВУ спроса на энерговыработку России.

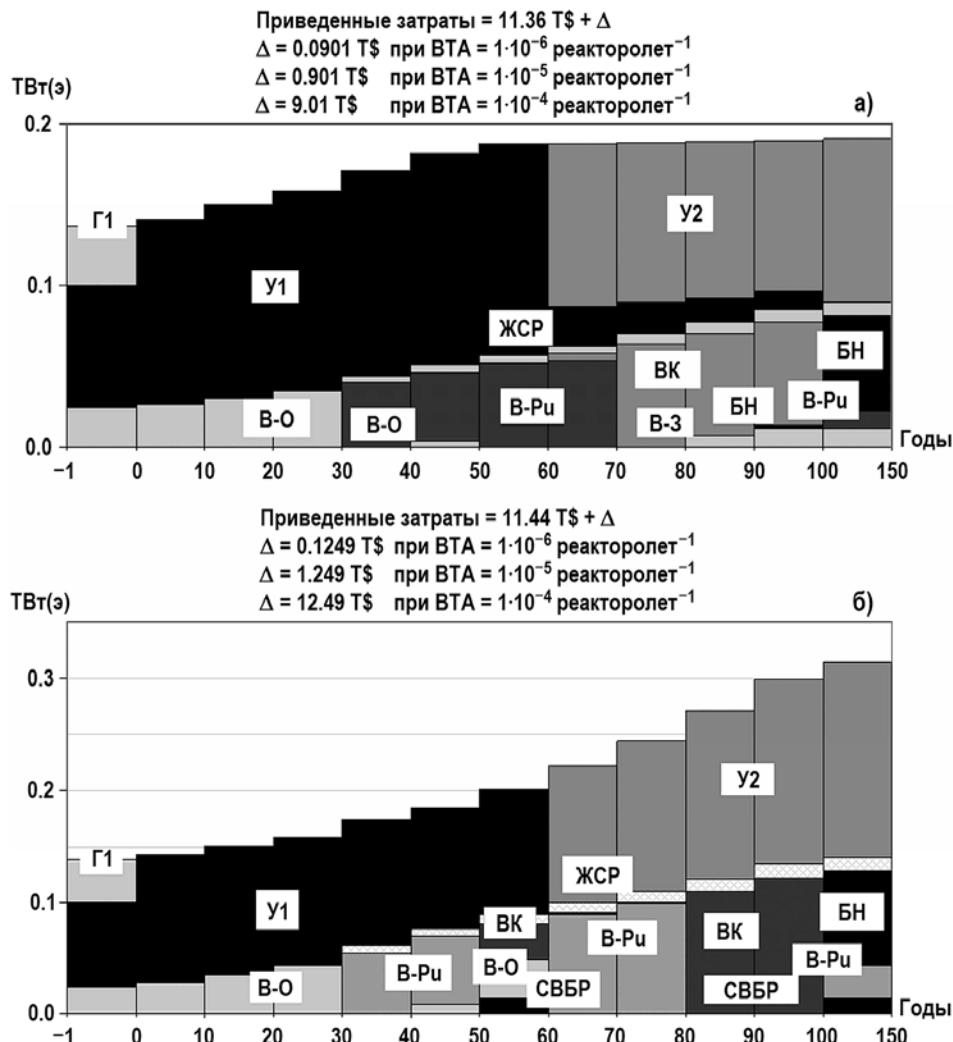


Рис. 1. Графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальном плане развития энергетики России при эффективной процентной ставке 5% в год: а) – нижний уровень спроса на энерговыработку; б) – верхний уровень

В анализе этого и последующих планов следует иметь в виду признаки оптимальности [8] и неоптимальности вошедших и не вошедших в локально-оптимальные планы ЯЭУ.

ПРИЗНАКИ НЕОПТИМАЛЬНОСТИ СПРОЕКТИРОВАННЫХ ЯЭУ

1. Для введенных в эксплуатацию энергоблоков прерывание несения нагрузки (энерговыработки) до «нуля» на срок, превышающий регламентные работы, свидетельствует о неоптимальности выбранных параметров и режимов работы.

На рисунке 1а ЯЭУ типа В-О прерывают свою работу (временно консервируются) на интервале от начала 31-го года по конец 40-го года, а ЯЭУ типа В-Ру прерывают свою работу на интервале от начала 71-го года по конец 100-го года. Прерывается также работа ЯЭУ типа ВК в начале 101-го года, введенных в эксплуатацию в начале 71-го года. Это связано с возможностью в модели одновременно с оптимизацией моментов ввода объектов в эксплуатацию оптимизировать и режимы их работы во времени, маневрируя текущей мощностью объекта (энергоустановки), допуская снижение загрузки (мощности) до нуля. Прерывание текущей загрузки энергоустановок до нуля говорит о неоптимальности спроектированных ЯЭУ, работа которых прерывается во времени, а затем

возобновляется. Если бы эти отмеченные ЯЭУ были спроектированы для принятых исходных данных задачи (т.е. для конкретной конъюнктуры рынка) оптимально, они не позволили бы другим типам ЯЭУ вытеснить их из режима несения эксплуатационной нагрузки после ввода отмеченных ЯЭУ в эксплуатацию.

2. Упрощение модели уводит от оптимального решения.

Если в оптимизационной модели задать минимальный уровень мощности (текущей нагрузки) однажды введенной в эксплуатацию конкретной ЯЭУ, ниже которого она, находясь в эксплуатации, не может опустить мощность, то прерывания работы этой ЯЭУ не будет. Однако возрастут затраты всей энергосистемы, и оптимум не будет получен, т.к. ввод дополнительного ограничения в оптимизационную модель уводит решение в сторону от оптимального. Эти затраты могут быть велики настолько, что такая ЯЭУ будет вытеснена в процессе оптимизации режимов энерговыработки из структуры энергосистемы.

3. Для введенных в эксплуатацию энергоблоков прекращение ими работы (вывод из эксплуатации) раньше проектного срока службы не по причинам «морального» устаревания свидетельствует о неоптимальности выбранных параметров и режимов работы.

На рисунке 1а ЯЭУ типа В-0, В-Ри, ВК работают не больше 40-ка лет. При этом проектный срок службы этих и других ЯЭУ в расчетах принимался 60 лет. Это говорит о неоптимальности проектов этих ЯЭУ. Если в оптимальном плане энерговыработки энергосистемы конкретная энергоустановка работает меньше проектного срока службы в условиях конкуренции с другими типами энергоустановок и эти другие типы энергоустановок вытесняют ее из оптимального плана несения нагрузки по выработке энергии в энергосистеме, то это означает, что эта конкретная энергоустановка спроектирована неоптимально. Если бы она была спроектирована оптимально, то, будучи введенной в эксплуатацию в оптимальном плане энерговыработки энергосистемы (в оптимальном плане несения нагрузки по выработке ею своей доли энергии энергосистемы) в условиях конкретной конъюнктуры рынка, она не позволила бы другим типам энергоустановок вытеснить ее с рынка несения нагрузки по выработке энергии в энергосистеме. Другими словами, в энергоустановку, спроектированную на определенный срок службы (например, 60 лет), были заложены необходимые требования по количеству и качеству материалов, по коэффициентам запасов – прочности, коррозии, эрозии. Если же эта энергоустановка в оптимальном плане энерговыработки энергосистемы работает меньше срока службы (например, 30 лет), то это значит, что можно было бы снизить требования к материалам и коэффициентам запаса, т.е. удешевить энергоустановку. Это значит, что энергоустановка была спроектирована неоптимально.

Моральное устаревание вытесненной из оптимального плана энергоустановки, например, типа «1», не является причиной потери ею конкурентоспособности, если до момента t_1 ее вытеснения не было запрета на ввод в эксплуатацию других конкурентных энергоустановок, например, типа «2», вытеснивших энергоустановки «1» из оптимального плана в момент t_1 .

4. Если энергоустановка определенного типа не вошла в оптимальный план развития энергосистемы, то она по определению неоптимальна [21].

На графиках рис. 1 нет ЯЭУ типа БРЕСТ, что свидетельствует о неоптимальности параметров этой ЯЭУ в экономике с эффективной процентной ставкой 5% в год.

ВУ спроса на энерговыработку

На рисунке 1б приведен локально-оптимальный план для ВУ спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 5% в год. Анализ моментов ввода ЯЭУ в эксплуатацию и их режимов работы в локально-оптимальном плане приводит к заключению, что характеристики ЯЭУ типов В-0, В-3, В-Ри, ВК, БРЕСТ, СВБР выбраны неоптимально (причины те же, что и при анализе рис. 1а). Что касается ЯЭУ типа БН, то в расчетах удельные на единицу установленной электрической мощности капитальные

затраты его приняты равными удельным капитальным затратам тепловых ЯЭУ, что примерно соответствует двухконтурной схеме ЯЭУ типа БН. Второй контур на газе (например, гелии) обязательно включает в себя натрий-гелиевый теплообменник и гелиевую турбину с электрогенератором. В настоящее время удельные капитальные затраты ЯЭУ типа БН-Т (в трехконтурной схеме ЯЭУ) выше (примерно на 20 – 50%) таковых для тепловых ЯЭУ. Следовательно, если удастся снизить удельные капитальные затраты для ЯЭУ типа БН, то их физико-технические характеристики приблизятся к оптимальным.

ЭНЕРГЕТИКА РОССИИ С ЭФФЕКТИВНОЙ ПРОЦЕНТНОЙ СТАВКОЙ 10%/ГОД

На рисунке 2 показаны графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальных планах развития энергетики России при эффективной процентной ставке 10% в год для НУ и ВУ спроса на энерговыработку России.

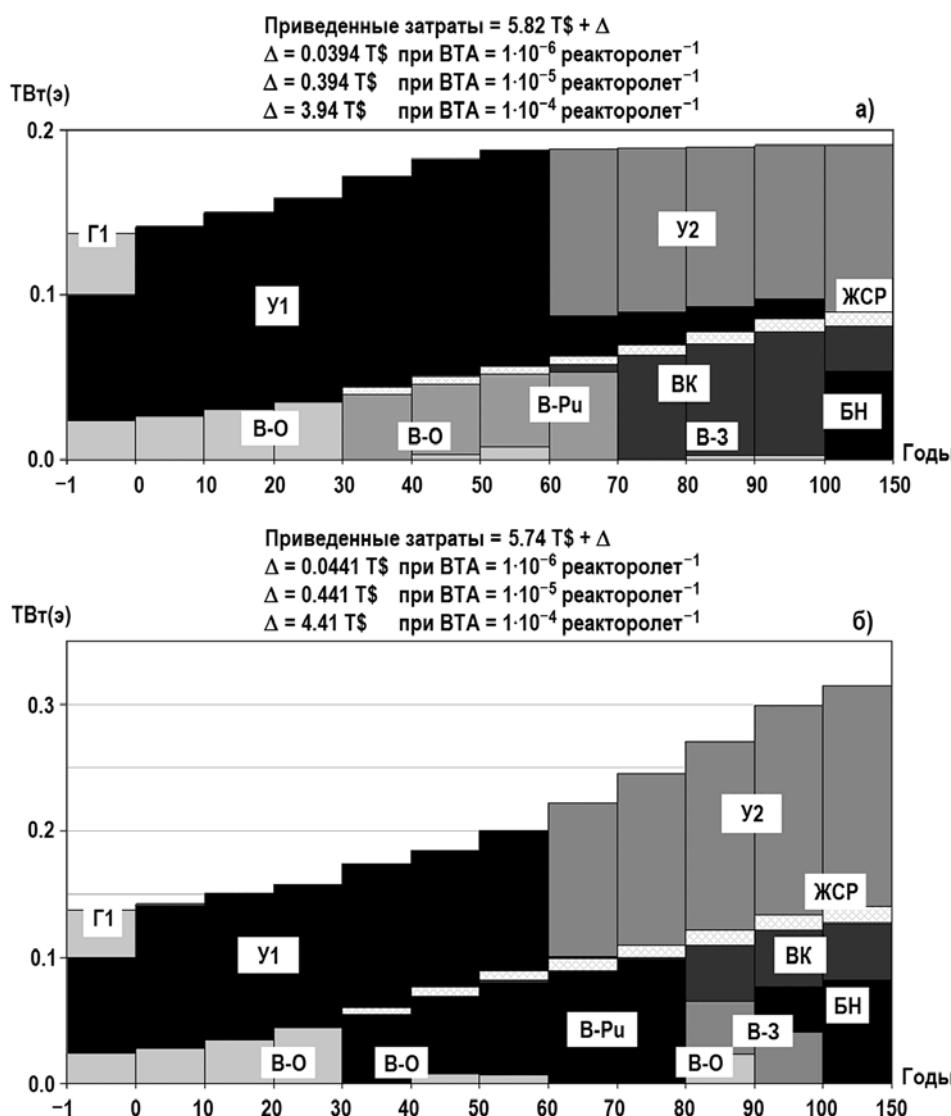


Рис. 2. Графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальном плане развития энергетики России при эффективной процентной ставке 10% в год: а) – нижний уровень спроса на энерговыработку; б) – верхний уровень

Анализ моментов ввода ЯЭУ в эксплуатацию и их режимов работы в локально-оптимальном плане приводит к заключению, что характеристики ЯЭУ типов В-0, В-3, В-Pu, ВК, БРЕСТ, СВБР, БН выбраны неоптимально для энергетики России при эффективной процентной ставке 10% в год (причины те же, что и при анализе рис. 1а).

ЭНЕРГЕТИКА РОССИИ С ЭФФЕКТИВНОЙ ПРОЦЕНТНОЙ СТАВКОЙ 15%/ГОД И ВЫШЕ

На рисунке 3 показаны графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальных планах развития энергетики России при эффективной процентной ставке 15% в год для НУ и ВУ спроса на энерговыработку России.

Анализ моментов ввода ЯЭУ в эксплуатацию и их режимов работы в локально-оптимальном плане приводит к заключению, что характеристики ЯЭУ типов В-0, В-3, В-Pu, ВК, БРЕСТ, СВБР, БН выбраны неоптимально для энергетики России при эффективной процентной ставке 15% в год и выше (причины те же, что и при анализе рис. 1а).

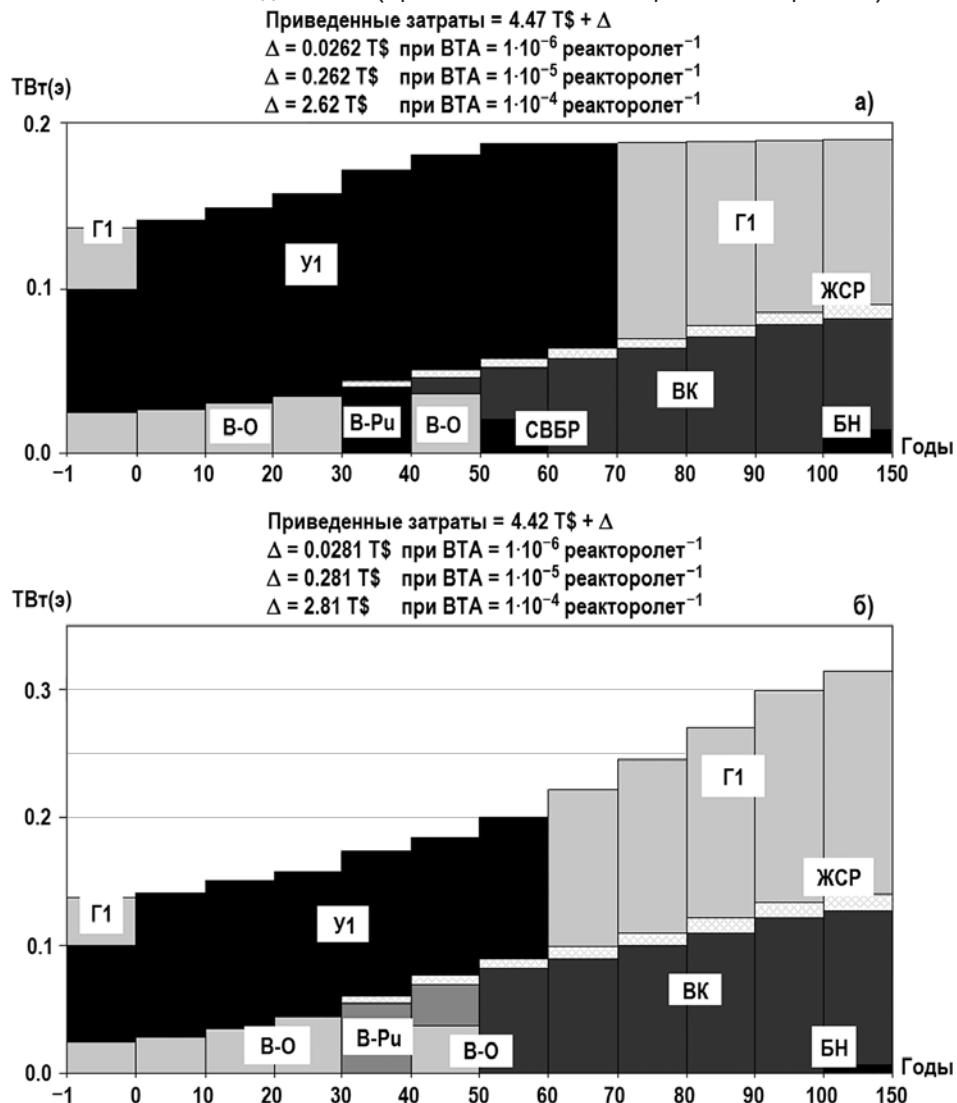


Рис. 3. Графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальном плане развития энергетики России при эффективной процентной ставке 15% в год: а) – нижний уровень спроса на энерговыработку; б) – верхний уровень

Следует отметить, что с удорожанием экономики ЯЭУ типа ВК показывают параметры, близкие к оптимальным. Однако в соответствии с признаком оптимальности [8] параметры ЯЭУ должны быть устойчиво оптимальны для экономики в широком диапазоне значений нормы дисконтирования. Так что для этой ЯЭУ, как и для других ЯЭУ, требуется дальнейшая оптимизация физико-технических и системно-экономических параметров.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Конкурентоспособной может считаться ЯЭУ, которая вошла в оптимальный план развития энергосистемы и отработала без прерываний в режиме несения нагрузки по энерговыработке проектный срок службы.

2. До настоящего времени ни одна ЯЭУ, ни одна ядерная технология ЯТЦ не оптимизировались по экономическому критерию в системе ТЭК с целью создать коммерческие ЯЭУ и ядерные технологии.

3. Поскольку системные оптимизационные расчеты энергетики России показали, что прорабатываемые варианты быстрых ЯЭУ (СВБР-100, БН-1200 (трехконтурный), БРЕСТ-1200) вошли не во все оптимальные планы, то появляется сомнение в оптимальности выбранных параметров этих ЯЭУ и их ЯТЦ, хотя сложные многопараметрические исследования ведутся на протяжении десятилетий. Складывается впечатление, что разработчики не имеют эффективных инструментов оптимизации параметров ЯЭУ и их ЯТЦ.

4. Оптимальные планы требуют разработки и ввода замкнутого ЯТЦ.

5. Оптимальные планы (правда, с недооптимизированными ЯЭУ) все же показывают, что будущее развитие ЯЭ на ближайшие 150 лет будет на ЯЭУ (тепловых и быстрых) с легководным теплоносителем (вода, водяной пар) в замкнутом ЯТЦ.

6. ЯЭУ типа БН имеют перспективу в виде двухконтурной схемы (во втором контуре рабочее тело – газ). Трехконтурные ЯЭУ типа БН могут иметь перспективу только как комбинации, например, для выработки электроэнергии и орошения воды.

7. Оптимальный план развития энергосистемы России требует разработки ЯЭУ, эффективно сжигающих миорные актиноиды и вырабатывающих электроэнергию. Прототипом таких ЯЭУ могут быть ЯЭУ с жидкосолевыми реакторами.

Литература

1. Клименко А.В. Вырожденные задачи оптимизации экономики и энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 3. – С. 144-154.
2. Klimenko A. V. Degenerate optimization problems of economy and power engineering. // Nuclear Energy and Technology. –2015. – № 1. – PP. 195-201.
3. Клименко А.В. Ядерная энергетика, у которой есть будущее. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики / Сб. докл. XXIII Межведомственного семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтронника-2012)». В 2-х томах. “ Обнинск, ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2013. “ Т. 1. – С. 107-124.
4. Клименко А.В. Математическая модель оптимизации энергосистемы и ее применение / Монография. - М.: НИЯУ МИФИ, – 2010. - 292 с.
5. Клименко А.В. Система ограничений для ввода энергоблоков в эксплуатацию в модели оптимизации развития энергосистемы // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2011. – Вып. 1. – С. 80-98.
6. Клименко А.В. Функционал для ввода энергоблоков в эксплуатацию в модели оптимизации развития энергосистемы и алгоритм оптимизации // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2011. – Вып. 1. – С. 99-112.
7. Клименко А.В. Может ли ядерная энергетика стать конкурентоспособной на свободном рынке энергии // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №4. – С. 17-28.
8. Клименко А.В. Вырожденные задачи оптимизации и оптимальность ЯЭУ // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №4. – С.133-143.
9. Ядерная энергетика. Проблемы и перспективы. Экспертные оценки. - М.: ИАЭ им. И.В.

Курчатова, 1989.

10. Реакторная установка СВБР-100. Доступно на сайте www.gidropress.podolsk.ru/ru/projects/svbr100.php (дата обращения: 05 ноября 2015 г.)
11. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. – Апр. 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-206.
12. Белая книга ядерной энергетики / Под общ. ред. Е.О. Адамова. "М.: ГУП НИКИЭТ, 1998.
13. Пивоваров В.А. Одноконтурный кипящий реактор для замкнутого топливного цикла. Оптимальный вариант // РЭА. – 2009. – № 9. – С. 37-41.
14. Пономарев Л.И., Гулевич А.В., Земсков Е.А. и др. Обоснование стратегии трансмутации минорных актинидов (МА) в замкнутом ядерном топливном цикле. Отчет Автономной некоммерческой организации «Координационно-исследовательский центр по проблеме мюонного катализа и экзотических квантовых систем (АНО МЮКАТЕКС)». И nv. № 02/НИР-10.12.2010. Госрегистрация № 01201065196. 2010.
15. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003.
16. Update on the Cost of Nuclear Power by Yangbo Du and John E. Parsons. 09-004, May 2009. Center for Energy and Environmental Policy Research. A Joint Center of the Department of Economics, MIT Energy Initiative, and Sloan School of Management.
17. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2011.
18. Клименко А.В. Какой безопасности следует добиваться от ЯЭУ? // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2015. – Вып. 5. – С. 94-107.
19. Городков С.Г., Клименко А.В., Кошован Ш., Марина Ю.С. Можно ли удешевить производство энергии, если отказаться от ядерной энергетики? // ВАНТ. Сер. Динамика и безопасность ядерных энергетических установок. – 2001. – Вып.4. – С. 77-89.
20. Gorodkov S.G., Klimenko A.V., Kosovan S., Marina J.S. Is it Possible to Reduce Energy Costs Without Using Nuclear Power Engineering? // Atomwirtschaft (atw), International Journal for Nuclear Power. – 2003. – No. 2 (Feb), – PP. 92-101.
21. Шевелев Я.В., Клименко А.В. Эффективная экономика ядерного топливно-энергетического комплекса. – М.: РГГУ, 1996. – 736с.

Поступила в редакцию 16.01.2016 г.

Автор

Клименко Анатолий Васильевич, директор Общественного фонда Института системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва; доктор техн. наук, профессор НИЯУ «МИФИ»
E-mail: anatoly-klimenko@yandex.ru

UDC 519.87:621.039.5

DEGENERATE OPTIMIZATION PROBLEMS AND COMPETITIVE NPPs

Klimenko A.V.

Social Fund «Ya.V. Sheveliov Institute for Systems and Economic Research»
6a K. Marx str., Elektrostal', Moscow Reg., 144001 Russia
NRNU «MEPhI». 31 Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

Optimization of major systems of economy and power leads to degenerate high dimensionality solutions. This very strong mathematical complicating. However it allows to consider the future development of power as teamwork of nuclear power plants (NPPs), power plants (PPs) on coal, PPs on gas. System optimization of parameters NPPs is for this purpose necessary.

If PP certain type has not entered into the optimal plan for development of a electric power system it by definition is non-optimal and, hence, is noncompetitive.

NPP can enter into the optimal plan for development of an electric power system. Thus, if in locally-optimal plans for development of a electric power system the power units placed earlier in operation (NPPs) after their work on some length of time interrupt loading execution (power supply) to "zero" for the term exceeding procedural works it testifies about non-optimal the chosen parameters and operating modes. Such NPPs show competitiveness only on length of time when the electric power system allows them to bear loading.

If the power units placed in operation (NPPs) stop the work (are removal from operation) before design service life not for the reasons of «moral» obsolescence it testifies about non-optimal the chosen parameters and operating modes. And it too testifies to insufficient competitiveness of these NPPs.

As the competitive can be considered NPP which was included into the optimal plan for development of a electric power system and has fulfilled without interruptions in a mode of execution of loading on power supply design service life.

The analysis of an optimality and competitiveness NPPs leads to following conclusions for Russia.

To this day in Russia any NPP, any nuclear technology of a nuclear fuel cycle (NFC) were not optimized by economic criterion in the fuel power complex system on purpose to create commercial NPPs and nuclear technologies.

As system optimizing calculations of power of Russia have shown, that studied variants fast NPPs (SVBR-100, BN-1200 (three-circuit), BREST-1200) were included not into all optimal plans there is a doubt in an optimality of these chosen parameters NPPs and them NFCs though difficult multiple parameters researches are conducted throughout decades.

Key words: degenerate optimization problem, economy, power, electric power system, power plant, nuclear power plant, optimality, non-optimality, rate of discount, competitive, noncompetitive.

REFERENCES

1. Klimenko A.V. Degenerate optimization problems of economy and power. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 3, pp. 144-154 (in Russian).
2. Klimenko A.V. Degenerate optimization problems of economy and power engineering. *Nuclear Energy and Technology*. 2015, no. 1, pp. 195-201.
3. Klimenko A.V. Nuclear power which has a future. Proc. XXIII-th Symp. «Neutron and physical problems of atomic engineering with the closed fuel cycle (Neutronics-2012)». Obninsk. FGUP GNC RF-FEI Publ., 2013, v. 1, pp. 107-124 (in Russian).
4. Klimenko A.V. Mathematical model of optimization of an electric power system and its application: the Monography. Moscow. NRNU MEPhI Publ., 2010. 292 p. (in Russian).

5. Klimenko A.V. System of restrictions for input of power units in operation in model of optimization of development of a power supply system. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser. Fizika yadernych reaktorov.* 2011, iss. 1, pp.80-98 (in Russian).
6. Klimenko A.V. Objective function for input of power units in operation in model of optimization of development of a power supply system and algorithm of optimization. *Voprosy atomnoj nauki i techniki. Ser. Fizika yadernych reaktorov.* 2011, iss. 1, pp. 99-112 (in Russian).
7. Klimenko A.V. Whether there can be a nuclear power to competitive energy in the free market. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2013, no. 4, pp. 17-28 (in Russian).
8. Klimenko A.V. Degenerate optimization problems and optimality of NPPs. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2015, no. 4, pp. 133-143 (in Russian).
9. Nuclear power. Problems and prospects. Expert judgements. Moscow. Institut Atomnoj Energii im. I.V. Kurchatova Publ., 1989 (in Russian).
10. Reactor installation SVBR-100. Available at: www.gidropress.podolsk.ru/ru/projects/svbr100.php (accessed Nov., 05th 2015).
11. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsibulya A.M., Bagdasarov Yu.E., Vasil'ev B.A., Kamanin Yu.L., Osipov S.L., Kuzakov N.G., Ershov V.N., Ashirmetov M.R. The concept of the perspective power unit with fast sodium reactor BN-1200. *Atomnaya energiya.* 2010, v. 108, no. 4, pp. 201-206 (in Russian).
12. The white book of nuclear power. Ed. by prof. E.O. Adamov. Moscow, GUP NIKIET Publ., 1998 (in Russian).
13. Pivovarov V.A. One circuit boiling water reactor for the closed fuel cycle. Optimum variant. *REA.* 2009, no. 9, pp. 37-41 (in Russian).
14. Ponomarev L.I., Gulevich A.V., Zemskov E.A., Seliverstov V.V., Konev V.N., Degtyarev A.M., Karmanov F.I., Sidorkin S.F., Myasnikov A.A., Fejnberg O.S., Gladush G.G., Fursov B.I., Seregin M.B., Kuznetsov A.Yu., Lizin A.A. Substantiation of the strategy of a transmutation of minor actinides (MA) in the closed nuclear fuel cycle. Report of JSC «Koordinacionnyj issledovatel'skij centr po probleme myouonnogo kataliza i ekzoticheskikh kvantovyh sistem (ANO MUCATEX)». Inv. no. 02/NIR-10.12.2010. No. gosregistracii 01201065196. Moscow, 2010 (in Russian).
15. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003.
16. Update on the Cost of Nuclear Power by Yangbo Du and John E. Parsons. 09-004, May 2009. Center for Energy and Environmental Policy Research. A Joint Center of the Department of Economics, MIT Energy Initiative, and Sloan School of Management.
17. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2011.
18. Klimenko A.V. What Safety should Achieve from Nuclear Power Plants?. *Voprosy atomnoj nauki i techniki. Ser. Fizika yadernych reaktorov.* 2015, iss. 5, pp. 94-107 (in Russian).
19. Gorodkov S.G., Klimenko A.V., Kosovan S., Marina J.S. Is it Possible to Reduce Energy Costs Without Using Nuclear Power Engineering?. *Voprosy atomnoj nauki i techniki. Ser. Fizika yadernych reaktorov.* 2001, iss. 4, pp. 77-89 (in Russian).
20. Gorodkov S.G., Klimenko A.V., Kosovan S., Marina J.S. Is it Possible to Reduce Energy Costs Without Using Nuclear Power Engineering? *Atomwirtschaft (atw), International Journal for Nuclear Power.* 2003, no. 2 (Feb), pp. 92-101.
21. Shevelev Y.V., Klimenko A.V. Effective economics of the nuclear fuel and energy complex. Moscow, RGGU Publ., 1996. 736 p. (in Russian).

Author

Klimenko Anatoly Vasil'evich, Director of Social Fund «Ya.V. Sheveliov Institute for Systems and Economic Research», Dr.Sci. (Engineering), Professor of National Research Nuclear University «MEPhI»
E-mail: anatoly-klimenko@yandex.ru

ОПТИМИЗАЦИЯ МИШЕНИ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ФОТОНЕЙТРОНОВ

Ю.А. Кураченко*, Ю.Г. Забарянский**, Е.А. Онищук*

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1

**АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Рассмотрена возможность создания мощных источников фотонейтронов для медицины. Основой предложенной концепции является жидкий галлий в качестве мишени-теплоносителя для мощного и компактного ускорителя электронов. Стационарный фрагмент мишени – матрица из тугоплавкого вольфрама, через которую протекает галлий, позволяет резко увеличить выход фотонейтронов. При энергиях электронов выше 15 МэВ тормозные γ -кванты, поглощаясь ядрами галлия и вольфрама, производят нейтроны в реакциях (γ, n) в области гигантского дипольного резонанса. Жидкий галлий как мишень (теплоноситель) имеет два неоспоримых достоинства: незначительную активацию и большой температурный диапазон жидкого состояния (~ 2200°), позволяющий достаточно просто обеспечить теплосъем. Представлены результаты расчетов блока вывода фотонейтронов из комбинированной мишени и его адаптации к задачам нейтронной терапии. Сегодня конкурентоспособной нейтронной терапией все в большей степени становится и воспринимается населением именно нейтронозахватная терапия (НЗТ). Выполнена оптимизация мишени для максимизации НЗТ-характеристик пучка нейтронов при организации практически реализуемой схемы теплосъема. Для нормировки результатов приняты характеристики доступного ускорителя: средний ток 4 мА при энергии электронов 35 МэВ. Оптимальная комбинированная мишень «вольфрам+галлий» в сочетании с оптимальным блоком вывода позволили многократно увеличить интенсивность пучка нейтронов при обеспечении приемлемых условий теплосъема. При скорости теплоносителя 4 м/с максимальная температура вольфрамовой матрицы мишени примерно 1300 °C, температура теплоносителя не превышает 290 °C. Показано, что при этом качество пучка для НЗТ практически не изменилось, а требуемая для подведения терапевтической дозы экспозиция существенно уменьшилась; плотность потока эпитепловых («терапевтических») нейтронов в позиции пациента примерно в 15 – 40 раз превышает плотность потока существующих и проектируемых реакторных пучков для НЗТ.

Ключевые слова: электронный ускоритель, фотонейтроны, комбинированная мишень, организация теплосъема, защита пациента, уникальные характеристики пучка, современные медицинские технологии.

ВВЕДЕНИЕ

Возможность создания мощных источников фотонейтронов для медицины рассмотрена в [1]. Основой предложенной в [1] концепции является жидкий галлий в качестве мишени для мощного и компактного ускорителя электронов. Тормозное излучение ми-

© Ю.А. Кураченко, Ю.Г. Забарянский, Е.А. Онищук, 2016

шени при энергиях электронов выше 15 МэВ производит нейтроны в реакциях (γ, n) в области так называемого гигантского дипольного резонанса. Схема Генерации ФотоНейтронов и возможное техническое устройство, основанное на этой схеме, кратко именуются СГФН. В [2] представлены результаты расчетов блока вывода фотонейтронов из галлиевой мишени и его применения к задачам нейтронозахватной терапии (НЗТ). В работе рассмотрены проблемы снятия радиационного энерговыделения в мишени оптимального состава, а также вопросы адаптации блока вывода нейтронов к задачам НЗТ.

Повысить выход фотонейтронов возможно применением комбинированной мишени, состоящей из стационарной «матрицы» тяжелого тугоплавкого материала и протекающего через матрицу галлия. Такой подход сохраняет экологические преимущества СГФН: теплоносителем остается малоактивируемый Ga с быстро спадающей активностью; матрица из тяжелого материала обеспечивает больший по сравнению с Ga выход нейтронов. Первым этапом расчетных исследований было рассмотрение комбинированных мишеней, составленных из жидкого галлия и вольфрама или урана в качестве материала матрицы, взятых в различных объемных соотношениях с галлием. Расчеты генерации и транспорта излучений выполнены с помощью кодов семейства MCNP [4, 5]. Для простоты расчетная модель оставалась сферической с изотропным источником электронов в центре (см. [1], «Расчетные модели»). Кроме того, эта модель предполагалась гомогенной смесью материала матрицы и теплоносителя. Все результаты нормированы на реальные характеристики доступного компактного ускорителя MEVEX ([3], рис. 1) со средним током 4 мА и энергией электронов 35 МэВ.

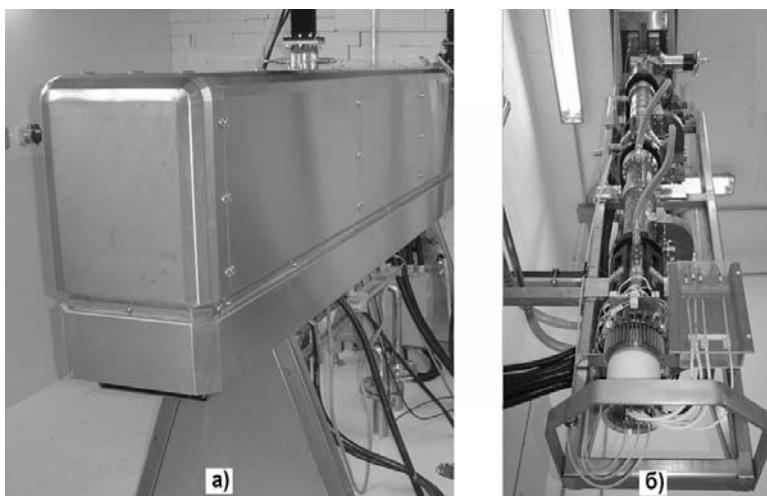


Рис. 1. Ускоритель MEVEX: а) – общий вид; б) – вид со снятым кожухом

По совокупности свойств (основные из них – выход нейтронов, тугоплавкость и термостойкость при хороших теплопроводности и теплопроводности) из тяжелых материалов действительный интерес представляют только вольфрам и уран; другие материалы неконкурентоспособны. Отметим, что переход от простейшей однокомпонентной мишени к последней, представленной (U+Ga), приводит к двойному позитивному эффекту – увеличению выхода «полезных» нейтронов в 2.1 раза, которое сопровождается подавлением выхода «вредного» γ -излучения в 37 (!) раз.

Мишени, описанные в табл. 1, оптимальны относительно выхода нейтронов. Но термогидравлические расчеты, выполненные с помощью кода STAR-CD® [6], показали не реализуемость задачи увеличения выхода нейтронов из комбинированной U+Ga-мишени (при приемлемом режиме теплосъема) относительно исходной Ga-мишени, поэтому далее в качестве мишени рассматриваются только W+Ga-композиции.

Таблица 1

Характеристики оптимальных сферических мишеней для генерации фотонейтронов (в скобках доля тепловыделения в мишени в зависимости от мощности пучка)

Материал мишени	Радиус, см	Утечка с поверхности, с ⁻¹		Тепловыделение в мишени, кВт
		Нейтроны	γ -излучение	
Ga	11.0	$1.19 \cdot 10^{14}$	$3.12 \cdot 10^{16}$	51.5 (37%)
W+Ga (1/3 об.)	7.5	$2.31 \cdot 10^{14}$	$4.53 \cdot 10^{15}$	62.5 (45%)
U+Ga (1/4 об.)	9.0	$2.51 \cdot 10^{14}$	$8.44 \cdot 10^{14}$	59.9 (43%)

ПРОБЛЕМА ТЕПЛОСЪЕМА

Двухступенчатая схема генерации фотонейтронов обуславливает необходимость организации отвода большой тепловой мощности: в данном случае при мощности пучка 140 кВт ~ 50 – 60% тепла выделяется непосредственно в мишени. Поскольку окружение мишени – материал достаточно большой плотности, большая часть выносимой излучением (в основном, γ -излучением) из мишени энергии выделяется в ее ближней окрестности. В этом специфика СГФН в отличие от реакторных систем: в традиционных схемах вывода реакторных нейтронных пучков (канал протяженностью 2.5 – 5 м и более) источник энергии – активная зона и ее ближайшая окрестность – достаточно удален от выхода пучка, и проблема теплосъема не возникает при организации собственно блока вывода пучка.

Отметим особенности реальных реакторных систем для НЗТ. Рассматривались два «эталонных» для НЗТ пучка – Брукхэйвенского медицинского реактора BMRR [7] и реактора Массачусетского технологического института (FCB MIT, Fission Converter Beam in Massachusetts Institute of Technology) [8, 9]. Оба пучка для увеличения интенсивности эпитетловых нейтронов были оборудованы в 1996 – 2003 гг. конвертерами тепловых нейтронов мощностью 72 и 85 – 250 кВт соответственно, что сближает эти установки с условиями на СГФН, но незначительно – конвертеры расположены на большем удалении от позиции пациента.

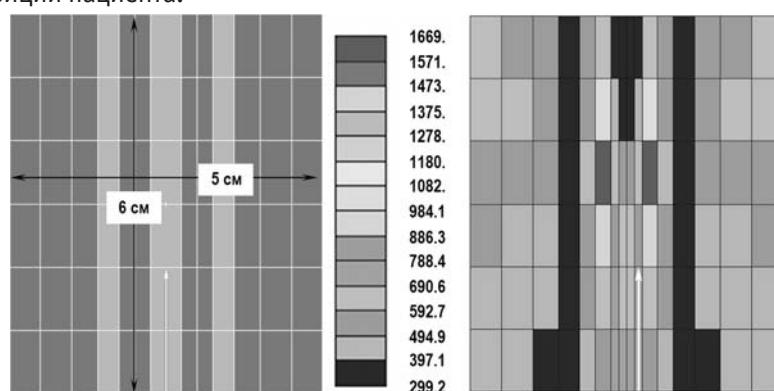


Рис. 2. Аксидальные сечения двух цилиндрических осесимметричных моделей мишени: слева – для расчета энерговыделения (код MCNP); справа – для расчета температуры (код STAR-CD^T); в центре – шкала температуры (К). Светлой стрелкой показана точка ввода электронов, температурные данные соответствуют скорости теплоносителя 2 м/с

Поисковые исследования конфигурации оптимальной W+Ga-мишени позволили сформировать модель, обеспечивающую максимальный выход нейтронов при приемлемых термогидравлических характеристиках (рис. 2). Ввод пучка электронов для выбранной конфигурации мишени осуществляется по ее оси, точка ввода находится на глубине 2 см от ее основания. Теплоноситель при нормальных условиях поступает сверху в центральный ($\varnothing 0.50$ см) и кольцевой каналы ($\Delta = 0.34$ см, $r_1 = 0.75$ см, $r_2 = 1.09$ см,

см. рис. 2). Укажем два режима теплосъема, которые можно считать приемлемыми:

- скорость теплоносителя в обоих каналах одинакова и равна 2 м/с, максимальная температура галлия 535 °C, вольфрама ~ 1400 °C;
- если увеличить скорость теплоносителя вдвое (до 4 м/с), он нагреется до 290 °C, а максимальная температура мишени уменьшится на 100°.

Действительный режим теплосъема должен быть выбран с учетом коррозионной стойкости и других требований сооружения мишени и ее эксплуатации. Цель приводимых расчетов – показать принципиальную возможность съема тепла при генерации нейтронов комбинированной мишенью.

Выход нейтронов для оптимальной W+Ga-мишени $1.6 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1}$, фотонов – $3.3 \cdot 10^{16} \text{ с}^{-1}$ для принятой нормировки пучка. Очевидно (см. табл. 1), что возможности и генерации нейтронов, и подавления γ -излучения данной «оптимальной» (с точки зрения организации теплосъема) мишенью далеко не исчерпаны. Увеличить выход нейтронов, подавить γ -излучение и улучшить термогидравлику возможно, поместив мишень в сферическую оболочку из вольфрама (толщина стенки 2 см), заполненную галлием (рис. 3). Для мишени на рис. 3, в частности, результирующий ток нейтронов с поверхности цилиндра $2.3 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1}$, фотонов – $3.7 \cdot 10^{16} \text{ с}^{-1}$, а с поверхности сферы $2.1 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1}$ и фотонов – $0.90 \cdot 10^{16} \text{ с}^{-1}$: при потере 10% нейтронов при переходе от поверхности цилиндра к поверхности сферы выход γ -излучения уменьшен в четыре раза. На рисунке показаны расчетные модели «усиленной» мишени с улучшенной термогидравликой (при скорости 2 м/с максимальная температура теплоносителя снижена до 310 °C).

Следующий этап – анализ влияния взаимонаправленности ввода электронов и вывода нейтронов на результирующие характеристики пучка «in air», т.е. на выходе блока вывода пучка (БВ). Эти характеристики должны соответствовать критериям для нейтронной терапии, выработанным мировым сообществом. Рассмотрены две ориентации осей ввода и вывода: соосно и взаимно перпендикулярно. Для каждой ориентации выполнены расчеты для полого канала БВ и канала, заполненного модератором для формирования спектра НЗТ. Конфигурация и состав материалов БВ практически совпадают с принятыми в [1]. По совокупности характеристик выходящего пучка нейтронов взаимно перпендикулярная ориентация осей оказалась более предпочтительной, поэтому далее все модели, использованные в расчетах, имеют именно эту ориентацию осей.

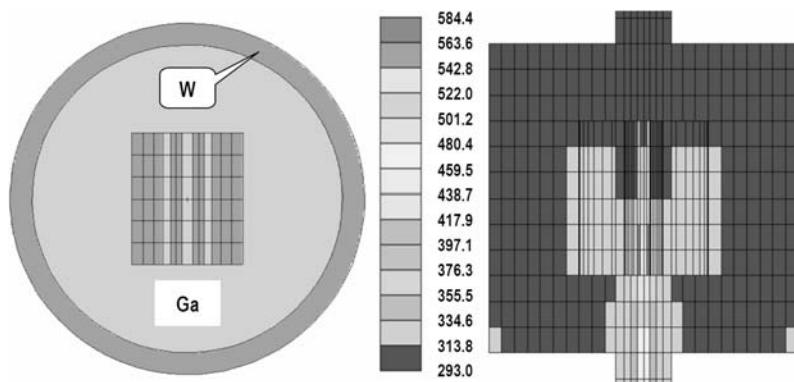


Рис. 3. Модели «усиленной» мишени: слева для расчета энерговыделения; справа – поля температуры. Скорость теплоносителя ~ 2 м/с, максимальная температура 310 °C

ОРГАНИЗАЦИЯ ВЫВОДА ПУЧКА

Блок вывода пучка (БВ) функционально состоит из коллимационной системы (КС) и локальной защиты от излучений (ЛЗ). Коллимационная система состоит из собственно коллиматора (КЛ) (материал КЛ – рассеиватель, обычно Pb или Bi), формирователя

спектра ФС и фильтров (гамма-фильтр ($\Gamma\Phi$) – тяжелый материал; фильтр тепловых нейтронов ($T\Phi$) – обычно кадмий, карбид бора). Формирователь спектра – замедлитель с особенностями в сечениях взаимодействия, которые обеспечивают требуемый для процедуры, например, НЗТ, спектральный состав нейтронов. В реальной конструкции элементы БВ сочетают различные функции, например, ФС является отчасти ЛЗ и наоборот.

Блок вывода (см. [1, 2]) конструкционно представляет собой осесимметричную систему цилиндрических и конических слоев материалов защиты и коллимационной системы, аксиальное сечение блока показано на рис. 4. В этом отношении он вполне подобен блокам вывода реакторных нейтронов для НЗТ (см., например, [10 – 16]).

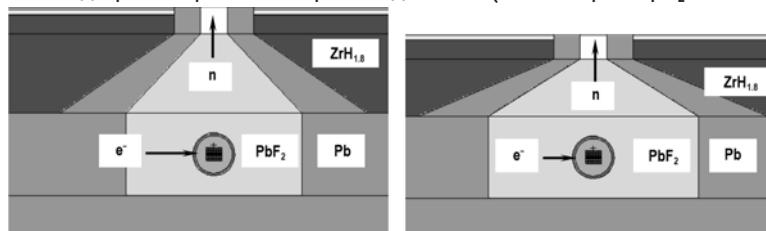


Рис. 4. Аксиальное сечение двух версий модели блока вывода (БВ): слева – СГФН-1, базис (расстояние «центр мишени-выход канала») 55 см; справа – СГФН-2, базис 46 см.

На рисунке представлены фрагменты БВ с КС: канал, заполненный ФС (дифторид свинца, выполняет также функцию $\Gamma\Phi$); канал окружен КЛ (свинец, основная функция – замедление и канализация нейтронов). В КС гидрид циркония несет функцию ЛЗ, на выходе канала борированный полиэтилен является $T\Phi$. Конфигурация СГФН-2 обеспечивает максимальную плотность потока нейтронов на выходе заполненного канала ($\sim 2 \cdot 10^{10}$ нейтр./ $\text{см}^2\text{с}$).

При подавляющем доминировании фотонов в канале вывода (и по плотности, и по энергии) модератор, формирующий спектр НЗТ на выходе канала, должен иметь максимально возможную плотность для подавления γ -излучения, но при сохранении необходимых свойств замедлителя. Единственно возможным материалом, в наибольшей степени сочетающим свойства собственно модератора и гамма-фильтра, в данном случае является дифторид свинца (PbF_2 , плотность 8.37 г/ см^3 , температура плавления $\sim 820^\circ\text{C}$).

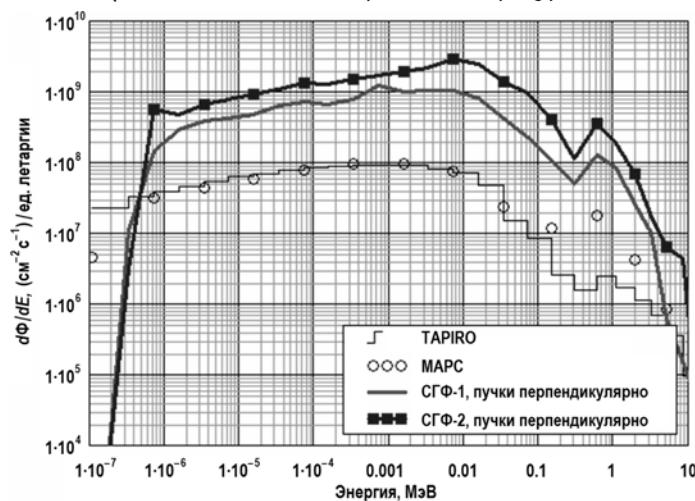


Рис. 5. Спектры нейтронов на выходе канала для НЗТ

Как показали расчеты, принятая в [1] конфигурация коллимационной системы (при ее незначительной модификации) и в случае комбинированной мишени позволила получить требуемые для НЗТ характеристики пучка на выходе [17 – 22]. На рисунке 5 сопоставлены спектры нейтронов на выходе НЗТ-каналов специализированного реактора MAPC (про-

ект, [23]) и реактора TAPIRO (Италия, [24]) со спектрами СГФН. Отметим, что реактор TAPIRO многие годы являлся полигоном для исследования проблем НЭТ [24 – 31]. В таблицах 2 и 3 представлены основные «in air»-характеристики (т.е. на выходе пучка и без фантома, [22]) для реакторных НЭТ-пучков и для пучков фотоядерных нейтронов. Эти данные свидетельствуют о более высоком качестве пучка фотоядерных нейтронов для рассматриваемой задачи НЭТ.

Таблица 2

Поток нейтронов, его спектральный состав и средняя энергия нейтронов на выходе проектируемого (МАРС) и существующего (TAPIRO) реакторных пучков в сопоставлении с характеристиками пучков фотоядерных нейтронов

	Φ_{tot} , см $^{-2}$ с $^{-1}$, 10 9	Φ_{epi}/Φ_{tot} , %	Φ_{fast}/Φ_{tot} , %	Φ_{therm}/Φ_{tot} , %	E_{aver}^Φ , МэВ
Желательные значения для НЭТ	> 1	~100	→ 0	→ 0	–
МАРС	1.24	81.6	13.4	5.0	0.0337
TAPIRO	1.07	73.6	6.5	20.0	0.00857
СГФН-1	8.26	83.2	16.7	0.11	0.0269
СГФН-2	18.5	74.9	25.1	0.014	0.0345

Таблица 3

НЭТ-характеристики на выходе реакторных и фотоядерных пучков (плотность потока эпитеческих нейтронов; «загрязнение» пучка γ -излучением и быстрыми нейтронами; направленность)

	Φ_{epi} , см $^{-2}$ с $^{-1}$, 10 9	D_γ/Φ_{epi} , сГр·см 2 , 10 $^{-11}$	D_{fast}/Φ_{epi} , сГр·см 2 , 10 $^{-11}$	J_{epi}/Φ_{epi} («ток к потоку»)
Желательные значения для НЭТ	≥ 1	< 2–5	< 2–5	≥ 0.7
МАРС	1.01	5.38	11.8	0.8
TAPIRO	0.788	6.77	8.49	0.8
СГФН-1	6.87	0.907	10.3	0.8
СГФН-2	13.9	0.0407	15.9	0.8

ХАРАКТЕРИСТИКИ ПУЧКОВ В ТКАНИ («IN PHANTOM»)

Напомним (см. [2]) основные «in phantom»-характеристики, принятые в НЭТ. При НЭТ дозы в опухоли (мишени) и в ткани формируются следующим образом:

$$D_{tumor} = СБЭ_{B, tumor} \cdot D_{B, tumor} + ОБЭ_N \cdot D_N + ОБЭ_0 \cdot D_0 + ОБЭ_{fast} \cdot D_{fast} + ОБЭ_\gamma \cdot D_\gamma, \quad (1)$$

$$D_{tissue} = СБЭ_{B, tissue} \cdot D_{B, tissue} + ОБЭ_N \cdot D_N + ОБЭ_0 \cdot D_0 + ОБЭ_{fast} \cdot D_{fast} + ОБЭ_\gamma \cdot D_\gamma,$$

где ОБЭ – относительная биологическая эффективность излучений; СБЭ – составная биологическая эффективность (Compound Biological Effectiveness – CBE, [32]) реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$; D – мощность поглощенной дозы; $D_{B, tumor}$, $D_{B, tissue}$ – мощности поглощенной дозы в результате реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ в опухоли и ткани соответственно; D_N – компонент, обусловленный взаимодействиями нейтронов с ядрами азота; D_0 – компонент, определяемый реакциями на изотопах кислорода; D_{fast} – компонент, обусловленный замедлением нейтронов на ядрах водорода; D_γ – мощность поглощенной дозы, формируемая γ -квантами пучка, а также вторичными γ -квантами, сопровождающими перенос нейтронов в ткани.

Предельная глубина «выигрыша» AD (Advantage Depth) – глубина x в ткани, на которой доза в опухоли становится равной максимальной дозе в ткани:

$$D_{tumor}(x) = D_{tissue}^{\max}. \quad (2)$$

Эта величина характеризует проникающее качество нейtronов пучка.

«Выигрыш» AR (Advantage Ratio) – отношение одномерных интегралов по глубине ткани, обычно по оси пучка:

$$AR = \frac{\int_{D_{tumor}}(x)dx}{\int_{D_{tissue}}(x)dx} \quad (3)$$

Этот критерий характеризует пучок с точки зрения интеграла «повреждающей» дозы на здоровую ткань: чем больше величина AR , тем, при прочих равных, получит меньшую дозу здоровая ткань. Интегрирование выполняется по наиболее важному направлению, совпадающему с осью пучка.

Мощность дозы в опухоли на предельной глубине «выигрыша» $ADDR$ (Advantage Depth Dose Rate)

$$ADDR = D_{tumor}(AD). \quad (4)$$

Это «клинический» критерий, определяющий время необходимой экспозиции. Чем больше $ADDR$, тем, при прочих равных, меньше это время.

Для пучка FCB MIT эта величина, благодаря конвертеру тепловых нейtronов, достаточно велика: $D_{tumor}(AD) = 126 - 172$ сГр-экв./мин в зависимости от мощности реактора и содержания бора.

Терапевтическое отношение TR (Therapeutic Ratio) – отношение «полезной» дозы в опухоли на глубине x к максимальной «вредной» дозе в ткани на оси пучка:

$$TR(x) = D_{tumor}(x) / D_{tissue}^{\max}, \quad (5)$$

где дозы в опухоли (D_{tumor}) и в ткани (D_{tissue}) определяются в соответствии с (1). Это очевидная характеристика того, в какой степени пучок является эпитеческим.

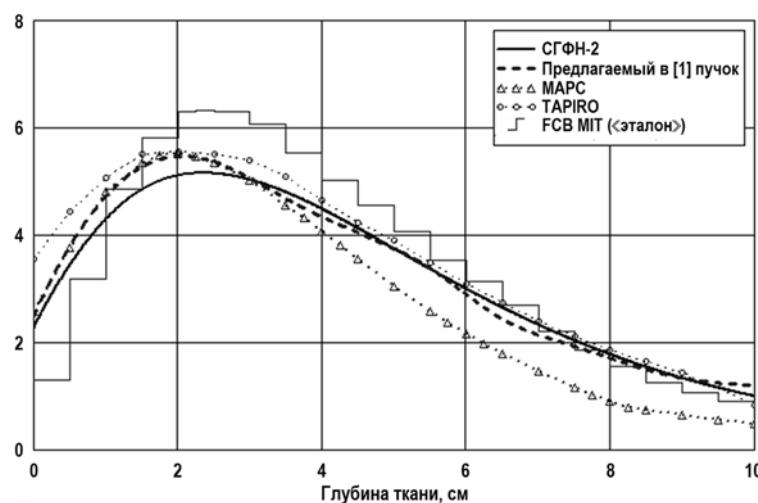


Рис. 6. Терапевтическое отношение для рассматриваемых пучков (первые два пучка – фотоядерные нейтроны; три последующих – реакторные)

В таблице 4 приведены значения основных критериев «in phantom» для сопоставляемых пучков, а на рис. 6 – их терапевтическое отношение. В таблице приведена «цена» эпитеческого нейтрона в киловаттах мощности установки. По отношению к этому параметру представленные «генераторы» нейтронов группируются следующим образом:

- неспециализированные исследовательские реакторы типа MIT, для которых «цена» эпитеческого нейтрона максимальна (несмотря на наличие в данном случае «промежуточного усилителя» – конвертера тепловых нейтронов);

- специализированные (высокопоточные) реакторы с малой базой «источник – по-

зация пациента» МАРС и TAPIRO с минимальной «ценой» нейтрона;

- фотонейтроны из мишени мощного ускорителя электронов (СГФН), «цена» нейтрана на которых приближается к таковой на специализированных реакторах.

Таблица 4

Основные «in phantom»-характеристики рассматриваемых пучков

		Мощность P , кВт	AD , см	AR	$ADDR$, сгр-экв/мин	P/Φ_{epi} , кВт/ $10^9 \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$
Реакторные нейтроны	FCB MIT	6000	9.7	5.0	172	2000
	TAPIRO	5	9.70	5.30	32.6	6.35
	МАРС	10	7.85	5.24	32.8	9.90
Фотонейтроны	Версия [1]	140	9.87	5.42	87.4	51.9
	СГФН	140	10.0	4.58	625	10.1

Если же расширить понятие «цены» нейтрона, генерируемого каким-либо устройством, включив в это понятие затраты на сооружение генератора и его эксплуатацию, а также безопасность сооружения и последствия возможной аварии, то преимущества СГФН становятся бесспорными. В частности, если сопоставить время экспозиции, необходимое для подведения назначенной дозы (например, 60 Гр-экв) к опухоли-мишени на конкретной глубине в ткани (например, 4 см) для «эталонного» пучка FCB MIT и предлагаемого пучка фотонейtronов СГФН-2 (рис. 7), то соотношение будет далеко не в пользу пучка FCB MIT: 35.1 мин: 2.1 мин.

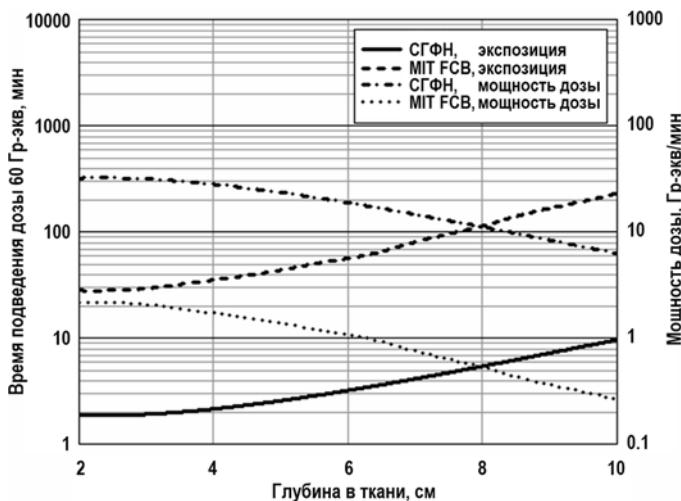


Рис. 7. Диаграмма «экспозиция – мощность дозы» для пучка СГФН-2 и «эталонного» пучка FCB MIT

РАДИАЛЬНЫЙ ГРАДИЕНТ НА ВЫХОДЕ ПУЧКА

Радиальный градиент дозы на выходе пучка определяет дополнительное («вредное») облучение пациента, дозные поля в операционном помещении и необходимые средства защиты.

На рисунке 8 представлено радиальное распределение полной дозы на выходе реакторных пучков (МАРС и TAPIRO) и пучка СГФН в относительных единицах: каждый график нормирован на максимальное значение своей дозы на оси пучка. Для СГФН представлено два распределения, полученные оценкой «поток в ячейке» и «поток в детекторе». Два независимых распределения, полученных различными методиками, увеличивает надежность выводов. Из этих данных видно, что блок вывода установки СГФН-2 обеспечивает практически ту же степень радиального ослабления дозы.

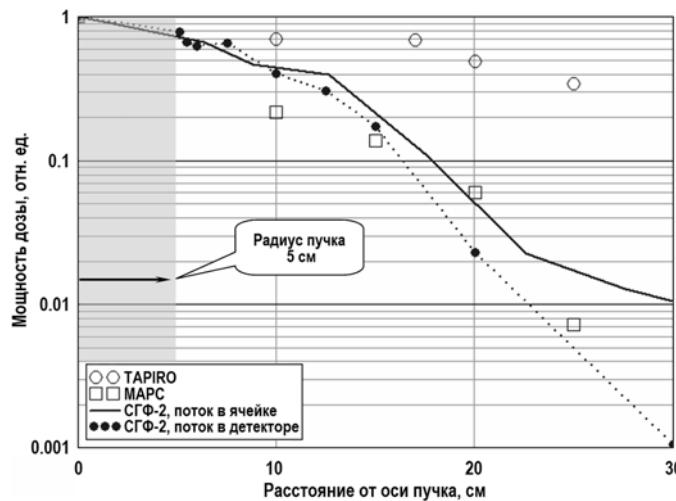


Рис. 8. Радиальное распределение амбиентной дозы на выходе пучков

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате выполненной работы по оптимизации мишени для генерации фотонейтронов

- получена оптимальная конфигурация комбинированной W+Ga-мишени, обеспечивающей в 5.2 раз больший флюенс эпителевых нейтронов (требуемых для НЗТ) и чем исходная Ga-мишень [1];
- показано, что для этой мишени возможна организация съема радиационного энерговыделения жидким галлием при допустимых скорости и расходе теплоносителя, а также рабочих температурах как теплоносителя Ga, так и собственно W-мишени;
- выполненная оптимизация мишени и блока вывода пучка позволила увеличить плотность потока эпителевых («терапевтических») нейтронов в позиции пациента примерно в 15 – 40 раз относительно существующих и проектируемых реакторных пучков для НЗТ без значимой потери качества НЗТ-пучка;
- при значениях НЗТ-критерииев пучка (как «in air», так и «in phantom»), практически не уступающих таковым для специализированных реакторных пучков, применение СГФН для НЗТ позволяет многократно сократить время экспозиции при терапии.

Большой «запас» плотности потока терапевтических нейтронов относительно требуемого значения (примерно порядок и более) открывает, вообще говоря, две альтернативные возможности:

- либо существенно сократить время экспозиции пациента;
- либо усилить защиту пациента при принятых экспозициях, увеличив толщины защитных слоев блока вывода.

Литература

1. Кураченко Ю.А., Вознесенский Н.К., Говердовский А.А., Рачков В.И. Новый интенсивный источник нейтронов для медицинских приложений // Медицинская физика. – 2012. – №2. – С. 29 – 38.
2. Кураченко Ю.А. Фотонейтроны для нейтронозахватной терапии // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №4. – С. 41-51.
3. High Power Linacs for Isotope Production. MEVEX: The accelerator technology company. Доступно по адресу: http://www.mevex.com/Brochures/Brochure_High_Energy.pdf.
4. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. Authors: X-5 Monte Carlo Team // LA-UR-03-1987. April 24, 2003.
5. Pelowitz D.B., MCNPX USER'S MANUAL Version 2.4.0 - LA-CP-07-1473.
6. STAR-CD®. Адрес: CD-adapco Engineering Simulation Software - CAF and CFD Software.

7. Liu H.B., Brugger R.M., Rorer D.C. Upgrades of the epithermal neutron beam at the Brookhaven medical research reactor // BNL-63411. Доступно по адресу:
http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/014/28014354.pdf.
8. Riley K.J., Binns P.J., Harling O.K. Performance characteristics of the MIT fission converter based epithermal neutron beam // Phys. Med. Biol. – 2003. – Vol. 48. – PP. 943-958.
9. Harling O.K., Riley K.J., Newton T.H. et al. The new fission converter based epithermal neutron irradiation facility at MIT // Nuclear Reactor Laboratory, MIT, 138 Albany St., Cambridge, MA 02139, USA. Адрес: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/36/026/36026570.pdf.
10. Zamenhof R.G., Murray B.W., Brownell G.L., Wellum G.R., Tolpin E.I. Boron Neutron Capture Therapy for the Treatment of Cerebral Gliomas. 1: Theoretical Evaluation of the Efficacy of Various Neutron Beams // Med. Phys. – 1975. – No. 2: –PP. 47-60.
11. Blue T.E., Yanch J.C. Accelerator-based epithermal neutron sources for boron neutron capture therapy of brain tumors. // J Neurooncol. – 2003. – Vol. 62. – PP. 19-31.
12. Zhou Y., Gao Z., Li Y., Guo C., Liu X. Design and construction of the in-hospital neutron irradiator-1(HNI). In Proceed of 12-th ICNCT – Advances in Neutron Capture Therapy 2006; October 9–13; Takamatsu, Japan. Edited by Nakagawa Y., Kobayashi T., Fukuda H. – 2006. – PP. 557-560.
13. Nigg D.W: Neutron sources and applications in radiotherapy – A brief history and current trends. In Advances in Neutron Capture Therapy 2006 - Proc 12-th Intl Cong Neutron Capture Therapy; Oct 9–13. Edited by Nakagawa Y., Kobayashi T., Fukuda H. Takamatsu, Japan; 2006.
14. Кураченко Ю.А. Оптимизация блока вывода реакторного пучка для лучевой терапии // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №1. – С. 129 – 138.
15. Кураченко Ю.А. Оптимизация блока вывода пучка медицинского реактора «МАРС» // Альманах клинической медицины. – Т. XVII. Часть 1. – 2008. – С. 334-337.
16. Tanaka H., Sakurai Y., Suzuki M., Masunaga S., Mitsumoto T., Fujita K., Kashino G., Kinashi Y., Liu Y., Takada M. et al. Experimental verification of beam characteristics for cyclotron-based epithermal neutron source (C-BENS). // Appl Radiat Isot – 2011. – Vol. 69. – PP. 1642-1645.
17. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Критерии качества нейтронных пучков для лучевой терапии // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №1. – С. 139 – 149.
18. Кураченко Ю.А. Реакторные пучки для лучевой терапии: критерии качества и расчетные технологии // Медицинская физика. – 2008. – №2 (38). – С. 20-28.
19. Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С., Левченко А.В. Критерии качества реакторных пучков для нейтронозахватной терапии // Альманах клинической медицины. – Т. XVII. Часть 1. – М., 2008. – С. 329-333.
20. Kurachenko Yu.A. et al. Beam's removing block for the MARS medical reactor, VI International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICRNP'07. – Almaty, Kazakhstan, 2007. Abstracts, p. 574.
21. Kurachenko Yu. A. Neutron Therapy Beam's Performance Criteria, VII International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICRNP'09. – Almaty, Kazakhstan, 2009. Abstracts, p. 268-269.
22. Кураченко Ю.А. Реакторные пучки для лучевой терапии. Расчетные модели и вычислительные технологии. Монография. / Palmarium Academic Publishing, OmniScriptum GmbH&Co. RG, Saarbrücken, Deutschland. (ISBN: 978-3-8473-9842-4) – 2013. – 372 p.
23. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Левченко А. В., Матусевич Е.С. Вывод нейтронных пучков и защита медицинского реактора МАРС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №4. – С. 36-48.
24. Reattore TAPIRO: ENEA Internal Document, DISP/TAP/85-1, 1985. In: *Design of neutron beams for boron neutron capture therapy in a fast reactor/Current status of neutron capture therapy*, IAEA-TECDOC-1223, 2001.
25. Carta M. Palomba, M. TRIGA RC-1 and TAPIRO ENEA Research Reactors. Доступно по адресу: https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical-Areas/RRS/documents/TM_Innovation/Carta_ENEA.pdf.
26. General information and technical data of TAPIRO research reactor. Доступно по адресу: <http://www.enea.it/en/research-development/documents/nuclear-fission/tapiro-eng-pdf>.
27. Nuclear Research Reactor: TAPIRO. Доступно по адресу: http://old.enea.it/com/ingl/New_engl/research/energy/nucleare_fission/pdf/TAPIRO-ENG.pdf.
28. Кураченко Ю.А., Мусеенко Д.Н. МАРС и TAPIRO: реакторы малой мощности для нейтроно-

- захватной терапии// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №1. – С. 153-163.
29. Kurachenko Yu. A. «MARS» vs TAPIRO: Small Reactors for Neutron Therapy //7-th International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS. – Almaty, Kazakhstan, 2009. Abstracts, p. 265-266.
30. Кураченко Ю.А., Моисеенко Д.Н. Дозовые нагрузки при нейтронозахватной терапии на реакторах «МАРС» и ТАПИРО // Сборник материалов III Евразийского конгресса по медицинской физике и инженерии «Медицинская физика 2010» 21-25 июня 2010 г. – Т. 2. – С. 68 – 71.
31. Kurachenko Yu.A., Matusevich Eu.S. Medical-therapy Reactors: Midget MARS & Fast-Neutron TAPIRO // 8-th International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICNRP'11. – Almaty, Kazakhstan, 2011. Abstracts, p. 273-274.
32. Shintaro Ishiyama, Yoshio Imahori, Jun Itami, Hanna Koivunoro. Determination of the Compound Biological Effectiveness (CBE) Factors Based on the ISHIYAMA-IMAHORI Deterministic Parsing Model with the Dynamic PET Technique // Journal of Cancer Therapy, 2015, 6, 759-766 Published Online August 2015 in SciRes. Доступно по адресу:
<http://www.scirp.org/journal/jct> <http://dx.doi.org/10.4236/jct.2015.68083>.

Поступила в редакцию 10.05.2016 г.

Авторы

Кураченко Юрий Александрович, профессор, доктор физ.-мат. наук

E-mail: ykurachenko@mail.ru

Забарянский Юрий Геннадьевич, аспирант

E-mail: chessmaster89@mail.ru

Онищук Елена Александровна, студентка

E-mail: elenaonischuk@yandex.ru

UDC 615.849.1:536.2.023:519.688

OPTIMIZATION STUDIES OF PHOTONEUTRON PRODUCTION

Kurachenko Yu.A.*, Zabaryansky Yu.G.**, Onischuk E.A.*

*Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

**JSC «SSC RF-IPPE»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The development possibilities of the powerful photoneutron source for medicine are studied. The basis of the proposed concept is liquid gallium as the target/coolant for a powerful and compact electron accelerator. The fixed fragment of the target – a matrix of churlish tungsten, through which the gallium goes, dramatically increases the yield of photoneutrons. At the interaction of accelerated electrons with a massive target of Ga&W the main channel of energy loss is the bremsstrahlung. At electron energies above 15 MeV the bremsstrahlung gamma quanta are absorbed by the nuclei of Ga&W, and neutrons are emitted in the reactions (γ, n) in an energy region of so-called hyper-giant dipole resonance. Gallium is chosen as an accelerator target/coolant, because of its small induced activity which falls down quickly enough; herein the neutron yield is sufficient for the Nuclear Capture Therapy (NCT) providing. Thus, for characteristic irradiation at NCT, the target's activity decay up to background will occur practically during four days. Besides, liquid gallium has necessary thermohydraulic characteristics as the coolant: a) low flowing temperature, and b) wide range of liquid-phase temperature. It means that radiation heat release in the target could be readily removed. The results of calculations for the photoneutrons removal block with combined target and its adaptation to the problems of neutron therapy are presented. Currently, as the competitive neutron therapy is increasingly

becoming the NCT namely, and it is perceived by the community. Optimization of the target in order to maximize the neutron beam's NCT characteristics with the organization of practically feasible heat-removal scheme was done. For the normalization of the results, the characteristics of available accelerator were taken: the average current of 4 mA at 35 MeV of electron energy. The optimal combined target «W+Ga» together with the optimal removal block allowed a tremendous increase in the intensity of the neutron beam while ensuring acceptable conditions of heat removing. At the 4 m/s of coolant velocity, the maximum temperature of the tungsten matrix is equal to 1300°C, while the coolant temperature is not higher than 290°C. It is shown that in this case the beam quality for NCT has hardly changed, and the exposure time required for the administered dose delivering is substantially reduced; epithermal flux density («therapeutic» neutrons) in the patient's position is about 15 to 40 times greater than the flux density of existing and planned reactor beams for NCT.

Key words: electron accelerator, photoneutrons, combined target, protection of the patient, heat removal, beam's super characteristics, up-to-date medical technologies.

REFERENCES

1. Kurachenko Yu.A., Goverdovsky A.A., Rachkov V.I. New intensive neutron source for medical application. *Medicinskaya fizika*, 2012, no. 2 (38), pp. 29-38 (in Russian).
2. Kurachenko Yu.A. Photoneutrons for neutron capture therapy. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2014, no. 4, pp. 41-51 (in Russian).
3. High Power Linacs for Isotope Production. MEVEX: The accelerator technology company. Available at: http://www.mevex.com/Brochures/Brochure_High_Energy.pdf.
4. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. Authors: X-5 Monte Carlo Team // LA-UR-03-1987. April 24, 2003.
5. Pelowitz D.B. MCNPX USER'S MANUAL Version 2.4.0 - LA-CP-07-1473.
6. STAR-CD®. Available at: CD-adapco Engineering Simulation Software - CAE and CFD Software
7. Liu H.B., Brugger R.M., Rorer D.C. Upgrades of the epithermal neutron beam at the Brookhaven medical research reactor. BNL-63411. Available at: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/014/28014354.pdf.
8. Riley K.J., Birns P.J., Harling O.K. Performance characteristics of the MIT fission converter based epithermal neutron beam. *Phys. Med. Biol.*, 2003, v. 48, pp. 943-958, 2003.
9. Harling O.K., Riley K.J., Newton T.H., Wilson B.A., Bernard J.A., Hu L-W., Fonteneau E.J., Menadier P.T., Block E.R., Kohse G.E., Ostrovsky Y., Stahle P.W., Birns P.J. and Kiger III W.S. The new fission converter based epithermal neutron irradiation facility at MIT. Nuclear Reactor Laboratory, MIT, 138 Albany St., Cambridge, MA 02139, USA. Available at: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/36/026/36026570.pdf.
10. Zamenhof R.G., Murray B.W., Brownell G.L., Wellum G.R., Tolpin E.I. Boron Neutron Capture Therapy for the Treatment of Cerebral Gliomas. 1: Theoretical Evaluation of the Efficacy of Various Neutron Beams. *Med. Phys.*, 1975, no. 2, pp. 47-60.
11. Blue T.E., Yanch J.C. Accelerator-based epithermal neutron sources for boron neutron capture therapy of brain tumors. *J Neurooncol.*, 2003, v. 62, pp. 19-31.
12. Zhou Y., Gao Z., Li Y., Guo C., Liu X. Design and construction of the in-hospital neutron irradiator-1 (HNI). In Proceed of 12th ICNCT – Advances in Neutron Capture Therapy 2006; October 9–13; Takamatsu, Japan. Edited by Nakagawa Y., Kobayashi T., Fukuda H. 2006, pp. 557-560.
13. Nigg D.W. Neutron sources and applications in radiotherapy- A brief history and current trends. In Advances in Neutron Capture Therapy 2006. Proc 12-th Intl Cong Neutron Capture Therapy; Oct 9–13. Edited by Nakagawa Y., Kobayashi T., Fukuda H. Takamatsu, Japan; 2006.
14. Kurachenko Yu.A. Reactor beam's removal block optimization for radiation therapy. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2008, no. 1, pp. 129 – 138 (in Russian).
15. Kurachenko Yu.A. The MARS medical reactor beam's removal block optimization. *Al'manah klinicheskoy mediciny*, 2008, v. XVII, part 1, pp. 334-337 (in Russian).
16. Tanaka H., Sakurai Y., Suzuki M., Masunaga S., Mitsumoto T., Fujita K., Kashino G., Kinashi Y., Liu Y., Takada M., Ono K., Maruhashi A. Experimental verification of beam characteristics for cyclotron-based epithermal neutron source (C-BENS). *Appl Radiat Isot.*, 2011, v. 69, pp. 1642-1645.

17. Kurachenko Yu.A., Kazanskij Yu.A., Matusevich Eu.S. Neutron beams' quality criteria for radiation therapy. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2008, no. 1, pp. 139-149 (in Russian).
18. Kurachenko Yu.A. Reactor beams for the radiation therapy: quality criteria and computation technologies. *Medicinskaya fizika*, 2008, no. 2 (38), pp. 20-28 (in Russian).
19. Kurachenko Yu.A., Matusevich Eu.S., Levchenko A.V. Neutron beams' quality criteria for neutron capture therapy. *Al'manah klinicheskoy mediciny*, 2008, v. XVII, part 1, pp. 329-333 (in Russian).
20. Kurachenko Yu.A., Kazansky Yu.A., Levchenko A.V., Matusevich Eu.S. Beam's removing block for the MARS medical reactor. Proc. VIth International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICRNP'07. Almaty, Kazakhstan. 2007. Abstracts, p. 574.
21. Kurachenko Yu. A. Neutron Therapy Beam's Performance Criteria. Proc. VIIth International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICRNP'09. Almaty, Kazakhstan. 2009. Abstracts, pp. 268-269.
22. Kurachenko Yu. A. Reactor beams for radiation therapy. Calculation models and computation technologies. Palmarium Academic Publishing, OmniScriptum GmbH&Co. RG, Saarbrücken, Deutschland. (ISBN: 978-3-8473-9842-4) 2013. 372 p. (in Russian).
23. Kurachenko Yu.A., Kazansky Yu.A., Levchenko A.V., Matusevich Eu.S. The neutron beams' removing and radiation shielding of the MARS medical reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2006, no. 4, pp. 36-48 (in Russian).
24. Reattore TAPIRO: ENEA Internal Document, DISP/TAP/85-1, 1985. In: *Design of neutron beams for boron neutron capture therapy in a fast reactor/Current status of neutron capture therapy*, IAEA-TECDOC-1223, 2001.
25. Carta M., Palomba M. TRIGA RC-1 and TAPIRO ENEA Research Reactors. Available at: https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical-Areas/RRS/documents/TM_Innovation/Carta_ENEA.pdf.
26. General information and technical data of TAPIRO research reactor. Available at: <http://www.enea.it/en/research-development/documents/nuclear-fission/tapiro-eng-pdf>.
27. Nuclear Research Reactor: TAPIRO. Available at: http://old.enea.it/com/ingl/New_engl/research/energy/nucleare_fission/pdf/TAPIRO-ENG.pdf.
28. Kurachenko Yu.A., Moiseenko D.N. MARS & TAPIRO: small-capacity reactors for neutron capture therapy]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2010, no. 1, pp. 153-163 (in Russian).
29. Kurachenko Yu. A. MARS vs TAPIRO: Small Reactors for Neutron Therapy. Proc. VIIth International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICRNP'09. Almaty, Kazakhstan. 2009. Abstracts, pp. 265-266.
30. Kurachenko Yu.A., Moiseenko D.N. Dose loads at the neutron capture therapy on the MARS & TAPIRO reactors. Proc. III Eurasia Congress on Medical Physics and Engineering 'Medical Physics 2010'. Moscow, Russia. 2010. Abstracts, v.2, pp. 68-71. (in Russian).
31. Kurachenko Yu. A., Matusevich Eu.S. Medical-therapy Reactors: Midget MARS & Fast-Neutron TAPIRO // VIII International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICRNP'11. Almaty, Kazakhstan. 2011. Abstracts, pp. 273-274.
32. Shintaro Ishiyama, Yoshio Imahori, Jun Itami, Hanna Koivunoro. Determination of the Compound Biological Effectiveness (CBE) Factors Based on the ISHIYAMA-IMAORI Deterministic Parsing Model with the Dynamic PET Technique. *Journal of Cancer Therapy*, 2015, no. 6, pp. 759-766. Published Online August 2015 in SciRes. Available at: <http://www.scirp.org/journal/jct> <http://dx.doi.org/10.4236/jct.2015.68083>.

Authors

Kurachenko Yurij Aleksandrovich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: ykurachenko@mail.ru

Zabaryanskij Yurij Gennad'evich, Postgraduate Student

E-mail: chessmaster89@mail.ru

Onischuk Elena Aleksandrovna, Student

E-mail: elenonaonischtuk@yandex.ru

ПОДХОД К ДОЗИМЕТРИЧЕСКОМУ ПЛАНИРОВАНИЮ РАДИОНУКЛИДНОЙ ТЕРАПИИ

Ю.В. Лысак*, В.М. Демин*, В.А. Климанов*, Б.Я. Наркевич,
В.Л. Ромоданов***

* Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31

** Российский онкологический научный центр им. Н. Н. Блохина

115478, г. Москва, Каширское шоссе, 23



Представлен подход к оценке величины накопленной активности радиофармпрепарата (РФП) в опухоли на основании полученных планарных сцинтиграфических снимков организма пациента и расчета переноса излучения методом Монте-Карло с учетом процессов поглощения и рассеяния в биологических тканях пациента и элементах конструкции гаммакамеры. Этапы получения необходимых данных включали в себя моделирование сцинтиграфии на гамма-камере флаакона с вводимой пациенту активностью РФП, расположенного на фиксированном расстоянии от коллиматора, и проведение аналогичного исследования в идентичной геометрии измерения в условиях нахождения того же значения активности РФП в патологическом очаге в теле больного. Для получения подобных расчетных результатов во входном файле программы MCNP был смоделирован адаптированный фантом человека Фишера-Снайдера. В рамках данной методики произведен расчет для различных размеров патологических очагов и различных глубин залегания опухоли в теле пациента при применении РФП на основе как смешанных β - γ -излучающих (^{131}I , ^{177}Lu), так и чистых β -излучающих (^{89}Sr , ^{90}Y) терапевтических радионуклидов. Представленная методика позволяет с достаточной точностью осуществлять оценку поглощенных доз в областях интереса на основании данных планарной сцинтиграфии пациента.

Ключевые слова: радионуклидная терапия, метод Монте-Карло, радиофармпрепараты, контроль очаговых доз, планарная сцинтиграфия.

ВВЕДЕНИЕ

Применение в радионуклидной терапии (РНТ) источников внутреннего облучения накладывает особый отпечаток на методики осуществления дозиметрического контроля поглощенных доз. Прямое измерение величины дозы в патологическом очаге крайне затруднительно ввиду необходимости инвазивного вмешательства и сложности реализации самой процедуры в рутинной клинической практике. Представленные же в литературе данные о распределении радиофармацевтического препарата (РФП), от которого напрямую зависит величина поглощенной дозы в зоне интереса, в организме мелких лабораторных животных не достигают удовлетворительного уровня корреляции с соответствующими показателями в организме человека [1]. Возрастание вероятности возникновения лучевых осложнений в нормальных тканях является лимитирующим

© Ю.В. Лысак, В.М. Демин, В.А. Климанов, Б.Я. Наркевич, В.Л. Ромоданов, 2016

ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА

фактором как в РНТ, так и в дистанционной лучевой терапии, накладывающим ограничения на величину вводимой в организм активности РФП. В связи с этим определение величин поглощенных доз в патологических очагах и здоровых тканях имеет крайне важное значение для обеспечения терапевтических доз в пораженных очагах при соблюдении толерантного уровня облучения непораженных участков.

Величина поглощенной дозы в области интереса напрямую зависит от значения активности РФП, накопленного в очаге. Современные способы определения величины накопленной в организме активности включают в себя следующие методы [2]:

- измерение скорости счета импульсов в зоне интереса при помощи клинического радиометра;
- получение планарных изображений при помощи гамма-камеры;
- использование ОФЭКТ- и ПЭТ-томографии;
- оценка активности образцов крови и мочи.

Получение планарных изображений при помощи гамма-камеры на протяжении длительного времени и до настоящего момента является наиболее удобным и простым методом количественной оценки активности РФП, накопленной в зоне интереса в организме больного в различные моменты времени. Относительная простота процедуры измерений, приемлемая стоимость и сравнительно небольшие временные затраты на проведение исследования обеспечили гамма-камере репутацию «рабочей лошадки» в отделениях радионуклидной терапии.

Однако для достижения необходимого уровня точности оценки активности по данным полученных изображений некоторые аспекты, связанные с конструкцией гамма-камеры и способом получения изображений, должны быть приняты во внимание. В частности, необходимо внесение поправки на поглощение излучения, рассеяние в теле пациента и элементах системы гамма-камеры, чувствительность детектора и возможность прохождения фотонов через стекки септы коллиматора. Эти и некоторые другие особенности накладывают ограничения на энергетическое и пространственное разрешения гамма-камеры. В частности, в радионуклидной терапии на ранних сроках после введения РФП в организм пациента мощность дозы может быть достаточно высокой, что может привести к потере счетов камеры и потенциально возможной ошибке в идентификации позиции рождения фотона. С другой стороны, низкая мощность дозы является причиной высокого уровня статистической неопределенности и шума изображения [3].

Пространственное разрешение планарных изображений прежде всего зависит от характеристик сцинтиллятора и конфигурации коллиматора гамма-камер. Параметры конструкции коллиматора также играют важную роль в определении геометрической чувствительности системы. Наилучшим образом для оценки накопленной активности в организме пациента зарекомендовали себя часто используемые в клинической практике плоскопараллельные коллиматоры. По сравнению с другими типами коллиматоров (конвергентными, дивергентными и пинхольными) плоскопараллельные обеспечивают наименьшее геометрическое искажение получаемой информации и демонстрируют относительную независимость чувствительности системы получения изображения от расстояния *источник – коллиматор* в пределах определенной области. Благодаря этому определение калибровочного фактора становится достаточно простой процедурой для выбранной конфигурации коллиматора.

Однако при измерении активности в теле пациента нельзя оставлять без внимания процессы поглощения излучения на пути *источник – коллиматор*, величина которого зависит от распределения РФП и конституции тела пациента, поэтому значение калибровочного фактора в данной геометрии задачи становится индивидуальной для каждого исследования величиной, а внесение поправки на поглощение излучения – строго необходимым.

Наиболее широко используемым методом *in vivo* оценки измеряемой величины активности в зоне интереса, а также коррекции поглощения излучения в теле пациента в

планарной сцинтиграфии стало получение двух сопряженных взаимно противоположных снимков тела пациента [4]. Подобная методика обеспечивает достаточную точность оценки измерений для геометрически хорошо разделенных источников активности при незначительной активности окружающих тканей. Основным преимуществом данного метода является отсутствие необходимости получения информации о глубине залегания области интереса в организме пациента, что значительно облегчает процедуру получения искомых данных.

Данная методика предполагает получение двух противолежащих, обычно передне-заднего и задне-переднего, планарных изображений всего тела пациента или выбранной области интереса. Для точечного источника, расположенного на глубине d в среде с коэффициентом поглощения излучения μ , скорость счета импульсов гамма-камеры, полученных на переднем C_A и заднем C_P изображениях

$$C_A = C_0 e^{-\mu d} \quad (1)$$

и

$$C_P = C_0 e^{-\mu(L-d)}, \quad (2)$$

где L – значение передне-заднего размера пациента в области интереса; C_0 – скорость счета импульсов детектора в отсутствие поглощения излучения в тканях организма большого при расположении головки детектора непосредственно над телом пациента и при ее повороте на 180° . Рассчитанное следующим образом геометрическое среднее

$$(C_A \cdot C_P)^{1/2} = (C_0^2 \cdot e^{-\mu L})^{1/2} \quad (3)$$

оказывается независимым от глубины залегания области интереса. Таким образом, величина накапленной активности с учетом чувствительности системы K , измеренной в воздухе, равна

$$A = C_0/K = (C_A \cdot C_P)^{1/2}/(K \cdot e^{-\mu L/2}). \quad (4)$$

Используемый в данной методике коэффициент поглощения является взвешенной суммой коэффициентов поглощения всех тканей организма вдоль направления проекции изображения.

Дальнейшие расчеты накапленной в области интереса активности при помощи изложенного выше метода требуют внесения поправок на рассеяние излучения на пути источник-детектор, что предполагает проведение дополнительных измерений и вычислений.

Однако применение данной методики в клинической практике приводит к появлению погрешностей в определении величины накапленной активности, связанных со следующими факторами:

- значительное упрощение математического описания процесса переноса излучения на пути источник-детектор, которое может привести к недооценке или переоценке факторов поглощения и рассеяния излучения в средах;
- использование данной методики ограничено случаями расположенных друг от друга на значительном геометрическом расстоянии очагов накопления РФП, что в клинической практике является скорее исключением, чем правилом;
- отсутствие оценки вклада в показания детектора результатов прохождения фотонов высоких энергий через стенки септы коллиматора.

Кроме того, применение данной методики предполагает проведение дополнительных дозиметрических измерений, требуемых для корректной оценки факторов поглощения и рассеяния, а также дополнительное облучение пациента внешним источником излучения для оценки эффективного показателя ослабления в области интереса.

Наличие перечисленных факторов, усложняющих процедуру точной оценки величины накапленной активности РФП в патологическом очаге, дает основание для поиска альтернативной методики контроля очаговых доз в радионуклидной терапии. Заслуженно набирающая популярность методика моделирования переноса излучения методом

ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА

Монте-Карло в РНТ позволяет говорить о возможности существенного повышения точности оценки активности в теле пациента [5 – 8].

Применение метода Монте-Карло в РНТ для расчета поглощенных доз в патологическом очаге и органах риска, а также для оценки поглощения и рассеяния излучения в тканях организма пациента нашло отражение в ряде зарубежных и отечественных работ [9 – 15].

Целью данного исследования являлась разработка клинического метода оценки накопленной активности РФП в зоне интереса на основе моделирования методом Монте-Карло процессов переноса излучения в системе получения планарных сцинтиграфических изображений тела пациента при помощи гамма-камеры.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Потребность в оценке терапевтического эффекта контроля опухоли при проведении радионуклидной терапии и вероятности возникновения осложнений в здоровых тканях диктует необходимость точного определения поглощенных доз в соответствующих областях интереса. Однако значительный разброс в показателях величины накопления РФП в патологических очагах и непораженных структурах организма пациента, связанный с индивидуальными особенностями динамики РФП и скоростью метаболизма, является неоспоримым доказательством необходимости проведения индивидуального контроля очаговых доз после проведения курса РНТ [16 – 19]. Стоит отметить, что в связи со специфичностью методики проведения РНТ, значительной вариабельностью биокинетических механизмов накопления, распределения и выведения РФП из организма, а также особенностями проведения дозиметрических процедур определение значения поглощенной дозы в области интереса по порядку величины является достаточно хорошим результатом, а оценка с погрешностью до десятков процентов – максимально достижимым результатом на современном этапе развития РНТ [4].

Предложенная в данной работе схема определения величины накопленной активности РФП в опухолевом очаге пациента предполагает последовательную реализацию следующих трех шагов.

1. На фиксированном расстоянии источник – коллиматор при помощи гамма-камеры получают сцинтиграфические изображения флакона с заранее известной активностью радиофармпрепарата в нем A_0 , после чего проводится оценка скорости счета детектора k_0 в выделенной зоне интереса изображения флакона.

2. Данная терапевтическая активность A_0 поступает в тело пациента, после чего через определенный промежуток времени, индивидуальный для каждого РФП и характеризующий период максимального накопления РФП в опухоли, проводится сцинтиграфическое исследование пациента. Оценка скорости счета импульсов детектора k_{tum} в зоне расположения опухолевого очага и величины тканевого фона k_{bg} в достаточной близости к опухоли производится при помощи инструментов оконтуривания области интереса на полученном планарном изображении в прилагаемой к сцинтиграфическому оборудованию программе.

3. Определяется значение накопленной активности в патологическом очаге по формуле

$$A = A_0 \cdot (k_{tum} - k_{bg}) / (k_0 \cdot p), \quad (5)$$

где p – поправочный коэффициент, рассчитанный при помощи метода Монте-Карло для конкретного клинического случая в идентичной условиям измерения активности во флаконе и в теле пациента геометрии получения сцинтиграфических изображений.

Данный коэффициент позволяет учесть совокупность поправок на поглощение и рассеяние излучения в биологических тканях пациента, в воздушном зазоре между поверхностью тела пациента и коллиматором гамма-камеры, а также в самом коллиматоре системы с учетом прохождения фотонов высоких энергий через стенки септы коллиматора.

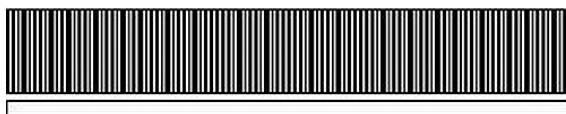
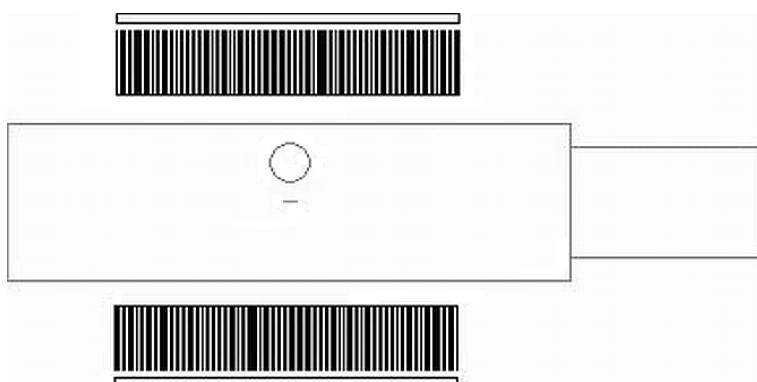
Для расчета данного коэффициента в программе MCNP [20] был смоделирован фантом Фишера-Снайдера, параметры которого соответствуют размерам организма взрослого человека. В теле фантома на различных глубинах располагались патологические очаги поражения разной величины, аппроксимированные сферами радиусом от 1 до 5 см.

Кроме того, для расчетов по программе MCNP была создана модель системы получения сцинтиграфического изображения, содержащая гамма-камеру (детектор – кристалл NaI) и плоскопараллельный коллиматор, стенки отверстий которого выполнены из вольфрама и имеют гексагональную форму. Количество отверстий, их протяженность и по-перечные геометрические характеристики были выбраны в соответствии с видом и энергетическим распределением излучения радионуклида соответствующего РФП. Параметры коллиматоров гамма-камеры, используемые для моделирования задачи в расчетах по программе MCNP, представлены в табл. 1.

Таблица 1

Параметры коллиматоров гамма-камер фирмы Siemens

	Средние энергии	Высокие энергии	Ультравысокие энергии
Изотоп	^{67}Ga	^{131}I	^{18}F
Форма отверстия	Hex	Hex	Hex
Количество отверстий ($\times 1000$)	14	8	4
Длина отверстия, мм	40.64	59.7	50.5
Толщина перегородки, мм	1.14	2	3.4
Диаметр отверстия, мм	2.94	4	2.5

Рис. 1. Схема определения скорости счета гамма-камеры при измерении шприца с активностью A_0 Рис. 2. Схема определения скорости счета гамма-камеры при сцинтиграфическом исследовании патологического очага, расположенного в теле пациента и содержащего активность A_0

Геометрия моделируемого в расчете эксперимента совпадает с условиями получения планарных сцинтиграфических изображений на гамма-камере. На рисунке 1 представлена схема моделируемого измерения скорости счета гамма-камеры от шприца объемом 5 мл, содержащего вводимую пациенту активность A_0 . Подобная модель эксперимента соответствует реальной клинической ситуации. Планарные изображения шприца получаются при расположении детектора сверху и снизу.

Рисунок 2 демонстрирует модель сцинтиграфического исследования пациента с введенным в организм РФП. Важно отметить, что величина моделируемой в патологическом очаге активности препарата равна значению A_0 , изначально содержащемуся в шприце. Таким образом, искомый коэффициент, учитывающий поправки на поглощение и рассеяние излучения на всем пути источник-детектор в моделируемом эксперименте, определяется из соотношения

$$p = k^{mc}_{amp} / k^{mc}_{tum}. \quad (6)$$

В данном случае k^{mc}_{amp} – скорость счета импульсов гамма-камеры при моделировании методом Монте-Карло процесса получения планарных изображений шприца с активностью A_0 ; k^{mc}_{tum} – скорость счета импульсов при моделируемом сцинтиграфическом исследовании фантома человека с соответствующей величиной патологического очага и его глубиной залегания. Положение гамма-камеры при измерениях соответствует реальной клинической ситуации, при которой согласно установочным настройкам оборудования расстояние между поверхностью тела пациента и коллиматором системы получения изображения является фиксированным и равным 3 см.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Измерение поправочного коэффициента p по описанной выше методике проводилось для РФП на основе как смешанных β - γ -излучателей ^{131}I и ^{177}Lu , так и чистых β -излучателей ^{90}Y и ^{89}Sr , для которых регистрировалось тормозное излучение, возникающее в теле пациента.

В соответствии с используемыми в клинической практике настройками системы получения планарных изображений на гамма-камере энергетический диапазон регистрируемого излучения в программе устанавливался на уровне 20% отклонения в большую и меньшую стороны от наиболее характерной линии спектра исследуемого радионуклида.

Радиус рассмотренных в работе патологических очагов в теле пациента, аппроксимированных сферической геометрией, варьировался от 1 до 5 см, а рассмотренные глубины локализации опухоли в организме пациента – от центральной продольной линии фантома до его поверхности с шагом 1 см. Показатели скорости счета гамма-камеры, используемые при расчете поправочного коэффициента, нормировались на единицу активности в области интереса.

Результаты расчетов методом Монте-Карло поправочных коэффициентов на поглощение и рассеяние излучения в геометрии описанной в работе задачи показаны в табл. 2 – 5.

Характерный рост величины поправочного коэффициента при увеличении размера патологического очага в теле фантома, а также при его приближении к поверхности тела связан с сокращением поглощающего излучение слоя биологической ткани фантома на пути источник-детектор. Снижение численных значений для РФП на основе ^{177}Lu по сравнению с РФП на основе ^{131}I обусловлено существенно более низкой характерной энергией спектра и снижением процентного фотонного вклада в общую дозу, создаваемую излучением радионуклида.

Определение скорости счета гамма-камеры для случаев ^{90}Y и ^{89}Sr потребовало значительного увеличения расчетного времени программы для получения статистически достоверных результатов, что связано с низкой вероятностью регистрации образованного в тканях тела пациента тормозного излучения.

Таблица 2

Значения коэффициента r для патологических очагов с РФП на основе ^{131}I

Расстояние от центральной продольной оси фантома, см (радиус мишени 1 см)									
0	1	2	3	4	5	6	7	8	9
0,423	0,532	0,593	0,665	0,732	0,762	0,811	0,832	0,901	0,944
Радиус мишени, см (расстояние от оси 0 см)									
1	2	3	4	5					
0,423	0,458	0,484	0,514	0,538					

Таблица 3

Значения коэффициента r для патологических очагов с РФП на основе ^{177}Lu

Расстояние от центральной продольной оси фантома, см (радиус мишени 1 см)									
0	1	2	3	4	5	6	7	8	9
0,216	0,219	0,222	0,228	0,232	0,236	0,243	0,252	0,273	0,294
Радиус мишени, см (расстояние от оси 0 см)									
1	2	3	4	5					
0,216	0,224	0,233	0,239	0,243					

Таблица 4

Значения коэффициента r для патологических очагов с РФП на основе ^{90}Y

Расстояние от центральной продольной оси фантома, см (радиус мишени 1 см)									
0	1	2	3	4	5	6	7	8	9
0,010	0,013	0,020	0,023	0,028	0,036	0,041	0,047	0,054	0,074
Радиус мишени, см (расстояние от оси 0 см)									
1	2	3	4	5					
0,010	0,013	0,019	0,024	0,032					

Таблица 5

Значения коэффициента r для патологических очагов с РФП на основе ^{89}Sr

Расстояние от центральной продольной оси фантома, см (радиус мишени 1 см)									
0	1	2	3	4	5	6	7	8	9
0,013	0,015	0,017	0,022	0,024	0,027	0,029	0,034	0,037	0,046
Радиус мишени, см (расстояние от оси 0 см)									
1	2	3	4	5					
0,013	0,019	0,022	0,023	0,026					

Рассчитанные поправочные коэффициенты позволяют получить информацию о накопленной величине активности РФП в области интереса. В этом случае процедура определения поглощенных доз в опухолевых очагах и здоровых тканях не вызывает затруднений.

ВЫВОДЫ

Предложенная методика контроля очаговых доз в РНТ на основании получения планарных сцинтиграфических снимков пациента и расчета переноса излучения методом Монте-Карло позволяет определить величину накопленной в опухоли и здоровых тканях активности радиофармпрепарата с учетом поглощения и рассеяния излучения в биологических тканях пациента и материалах системы получения изображения.

Рассчитанные для РФП на основе ^{131}I , ^{177}Lu , ^{90}Y , ^{89}Sr и представленные в работе коэффициенты, определяющие поправки на поглощение и рассеяние излучения в геометрии задачи для различных глубин залегания патологического очага и различных его величин, позволяют с достаточной точностью осуществлять в клинической практике оценку поглощенных доз в областях интереса на основании данных планарной сцинтиграфии пациента.

Литература

1. *Sgouros G.* Dosimetry of internal emitters. // *J. Nucl. Med.* – 2005. – Vol. 46, Suppl. 1. – PP. 18-27.
2. *Fisher D.R.* Assessments for high dose radionuclide therapy treatment planning. // *Radiation Protection Dosimetry*. – 2003. – Vol. 105. – № 4. – PP. 581-586.
3. *Plyku D., Loeb D.M., Prudeaux A.R. et al.* Strengths and weaknesses of planar whole-body method of ^{153}Sm dosimetry for patients with metastatic osteosarcoma and comparison with three-dimensional dosimetry. // *Cancer Biotherapy and Radiopharmaceuticals*. – 2015. – Vol. 30. – № 9. – PP. 369-379.
4. *Siegel J.A., Thomas S.R., Stubbs J.B. et al.* MIRD Pamphlet No. 16: Techniques for Quantitative Radiopharmaceutical Biodistribution Data Acquisition and Analysis for Use in Human Radiation Dose Estimates. // *J. Nucl. Med.* – 1999. – Vol. 40. – PP. 37-61.
5. Клепов А.Н., Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С. Применение методов математического моделирования в ядерной медицине. Под ред. д. ф.-м. н. Е. С. Матусевича. – Обнинск: «СОЦИН». – 2006. – 204 с.
6. *He B., Du Y., Song X. et al.* A Monte Carlo and physical phantom evaluation of quantitative ^{111}In SPECT. // *Phys. Med. Biol.* – 2005. – Vol. 50. – № 17. – PP. 4169-4185.
7. *Taschereau R., Chatzioannou A.F.* Monte Carlo simulations of absorbed dose in a mouse phantom from 18-uorine compounds. // *Med. Phys.* – 2007. – Vol. 34. – № 3. – PP. 1026–1036.
8. *Ljungberg M., Sjogreen-Gleisner K.* The accuracy of absorbed dose estimates in tumours determined by quantitative SPECT: A Monte Carlo study. // *Acta Oncol.* – 2011. – Vol. 50. – PP. 981-989.
9. *Saazdadeh E., Sarkar S., Tehrani-Fard A.A. et al.* 3D calculation of absorbed dose for ^{131}I -targeted radiotherapy: a Monte-Carlo study. // *Radiation Protection Dosimetry*. – 2012. – Vol. 150. – № 3. – PP. 298-305.
10. *Jonsson L., Ljungberg M., Strand S.E.* Evaluation of accuracy in activity calculations for the conjugate view method from Monte-Carlo simulated scintillation camera images using experimental data in an anthropomorphic phantom. // *Journal of Nuclear Medicine*. – 2005. – Vol. 46. – PP. 1679-1686.
11. Власова О.П., Клепов А.Н., Гарбузов П.И., Матусевич Е.С. Сцинтиграфия с йодом-123 для дозиметрического планирования радиоийодтерапии заболеваний щитовидной железы // Мед. радиол. и радиационная безопасность. – 2007. – Т. 52. – № 4. – С. 53-61.
12. Доля О.П., Матусевич Е.С., Клепов А.Н., Кураченко Ю.А. Моделирование методом Монте-Карло функции чувствительности коллиматора гамма-камеры к гамма-излучению остеотропного радиофармпрепарата. // Медицинская физика. – 2008. – № 2. – С. 63-75.
13. *Clairand I., Ricard M., Gouriou J. et al.* DOSE3D: EGS4 Monte Carlo code-based software for internal radionuclide dosimetry. // *J. Nucl. Med.* – 1999. – Vol. 40. – № 9. – PP. 1517–1523.
14. *Wilderman S.J., Dewaraja Y.K.* Method for fast CT/SPECT-based 3D Monte Carlo absorbed dose computations in internal emitter therapy. // *IEEE Trans. Nucl. Sci.* – 2007. – Vol. 54. – № 1. – PP. 146-151.
15. *Dewaraja Y.K., Ljungberg M., Koral K.* Monte Carlo evaluation of object shape effects in I-131 SPECT tumor activity quantification. // *Eur. J. Nucl. Med.* – 2001. – № 28. – PP. 900-906.
16. *Kost S.D., Dewaraja Y.K., Abramson R.G., Stabin M.G.* A voxel-based dosimetry method for targeted radionuclide therapy using Geant4. // *Cancer Biotherapy and Radiopharmaceuticals*. – 2015. – Vol. 30. – № 1. – PP. 1-11.
17. *Song N., He B., Wahl R.L., Frey E.C.* EQPlanar: a maximum-likelihood method for accurate organ activity estimation from whole body planar projections. // *Phys. Med. Biol.* – 2011. – Vol.

56. – № 17. – PP. 5503-5524.
18. *Sgouros G., Frey E., Wahl R. et al.* Three-dimensional imaging-based radiobiological dosimetry. // Semin. Nucl. Med. – 2008. – Vol. 38. – PP. 321-334.
19. *Dewaraja Y., Wilderman S.J., Ljungberg M. et al.* Accurate dosimetry in ^{131}I radionuclide therapy using patient-specific, 3-dimensional methods for SPECT reconstruction and absorbed dose calculation. // J. Nucl. Med. – 2005. – Vol. 46. – PP. 840–849.
20. *Briesmeister J. F.* MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C. – LA-13709-M. – 2000. – 823 p.

Поступила в редакцию 10.05.2016 г.

Авторы

Лысак Юлия Витальевна, аспирант

E-mail: lysakylia@yandex.ru

Дёмин Виктор Максимович, и.о. заведующего кафедрой, канд. физ.-мат. наук

E-mail: VMDemin@mephi.ru

Климанов Владимир Александрович, профессор, доктор физ.-мат. наук

E-mail: vaklimanov@mephi.ru

Наркевич Борис Ярославович, в.н.с., профессор, доктор техн. наук

E-mail: narvik@yandex.ru

Ромоданов Вадим Леонидович, профессор, доктор физ.-мат. наук

E-mail: vlromodanov@mephi.ru

UDC 539.07, 616.71

APPROACH TO RADIONUCLIDE THERAPY DOSIMETRY PLANNING

Lysak Yu.V.*, Dyomin V.M.*, Klimanov V.A.*, Narkevich B.Ya.**, Romodanov V.L.*

* National Research Nuclear University MEPhI

31 Kashirskoe highway, Moscow, 115409 Russia

** N.N. Blokhin Russian Oncological Research Center

32 Kashirskoe highway, Moscow, 115478 Russia

ABSTRACT

Control of radiation dose absorbed in the nidus represents one of the challenging issues in the implementation of radionuclide therapy (RNT). Approach is presented in the present study to the assessment of the value of activity of the radiopharmaceutical (RPH) accumulated in the tumor based on the obtained planar scintigraphic images of the patient's body and calculation of radiation transfer by Monte-Carlo method taking into account the processes of absorption and scattering in the patient's biological tissues and elements of the gamma-chamber structure. The phases in the obtaining the required data included simulation of scintigraphic study in the gamma-chamber of the vial containing RPH activity injected to the patient located at the fixed distance from the collimator and implementation of similar study with identical measurement geometry in the conditions when the same value of RPH activity is introduced in the nidus inside the patient's body. Adapted Fischer-Snyder human body phantom was used in the MCNP input file for obtaining corresponding calculation results. Calculation was performed within the framework of the above model for different nidus dimensions and different depths of tumor positioning inside the patient's body for the case of application of RPH on the basis of both mixed β - γ -emitting (^{131}I , ^{177}Lu) and pure β -emitting (^{89}Sr , ^{90}Y) therapeutic radionuclides. The described methodology allows implementing with sufficient accuracy the assessment of doses absorbed within the zones of interest on the basis of the data of patient's planar stratigraphy.

Key words: radionuclide therapy, Monte-Carlo method, radiopharmaceuticals, control of basic doses, planar stratigraphy.

REFERENCES

1. Sgouros G. Dosimetry of internal emitters. *J. Nucl. Med.*, 2005, v. 46, iss. 1, pp. 18-27.
2. Fischer D.R. Assessments for high dose radionuclide therapy treatment planning. *Radiation Protection Dosimetry*, 2003, v. 105, no. 4, pp. 581-586.
3. Plyku D., Loeb D.M., Prudeaux A.R., Baechler S., Wahl R.L., Sgouros G., Hobbs R.F. Strengths and weaknesses of planar whole-body method of ^{153}Sm dosimetry for patients with metastatic osteosarcoma and comparison with three-dimensional dosimetry. *Cancer Biotherapy and Radiopharmaceuticals*, 2015, v. 30, no. 9, pp. 369-379.
4. Siegel J.A., Thomas S.R., Stubbs J.B., Stabin M.G., Hays M.T., Koral K.F., Robertson J.S., Howell R.W., Wessels B.W., Fisher D.R., Weber D.A., Brill A.B. MIRD Pamphlet No. 16: Techniques for Quantitative Radiopharmaceutical Biodistribution Data Acquisition and Analysis for Use in Human Radiation Dose Estimates. *J. Nucl. Med.*, 1999, v. 40, pp. 37-61.
5. Klyopov A.N., Kurachenko Yu.A., Matusevich E.S. Application of mathematical modeling methods in nuclear medicine. Obninsk. SOCIN Publ., 2006. 204 p. (in Russian).
6. He B., Du Y., Song X., Segars W.P., Frey E.C. A Monte Carlo and physical phantom evaluation of quantitative ^{111}In SPECT. *Phys. Med. Biol.*, 2005, v. 50, no. 17, pp. 4169-4185.
7. Taschereau R., Chatzioannou A.F. MonteCarlo simulations of absorbed dose in a mouse phantom from 18-uorine compounds. *Med. Phys.*, 2007, v. 34, no. 3, pp. 1026-1036.
8. Ljungberg M., Sjogreen-Gleisner K. The accuracy of absorbed dose estimates in tumours determined by quantitative SPECT: A Monte Carlo study. *Acta Oncol.*, 2011, v. 50, pp. 981-989.
9. Saadzadeh E., Sarkar S., Tehrani-Fard A.A., Ay M.R., Khosravi H.R., Loudos G. 3D calculation of absorbed dose for ^{131}I -targeted radiotherapy: a Monte-Carlo study. *Radiation Protection Dosimetry*, 2012, v. 150, no. 3, pp. 298-305.
10. Jonsson L., Ljungberg M., Strand S.E. Evaluation of accuracy in activity calculations for the conjugate view method from Monte-Carlo simulated scintillation camera images using experimental data in an anthropomorphic phantom. *Journal of Nuclear Medicine*, 2005, v. 46, pp. 1679-1686.
11. Vlasova O.P., Klyopov A.N., Garbuzov P.I., Drozdovsky B.J., Matusevich E.S., Oleynik N.A., Spychenkova O.N. Iodine-123 Scintigraphy for Dosimetric Planning of Radioiodine Therapy of Thyroid Disease. *Journal of Med. Radiology and Rad. Safety*, 2007, v. 52, no. 4, pp. 53-61 (in Russian).
12. Dolya O.P., Matusevich E.S., Klyopov A.N., Kurachenko Yu.A. Monte Carlo simulation of gamma camera collimator sensitivity function to gamma radiation of osteotropic radiopharmaceutical. *Medicinskaya fizika*, 2008, no. 2, pp. 63-75 (in Russian).
13. Clairand I., Ricard M., Gouriou J., Di Paola M., Aubert B. DOSE3D: EGS4 Monte Carlo code-based software for internal radionuclide dosimetry. *J. Nucl. Med.*, 1999, v. 40, no. 9, pp. 1517-1523.
14. Wilderman S.J., Dewaraja Y.K. Method for fast CT/SPECT-based 3D Monte Carlo absorbed dose computations in internal emitter therapy. *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, 2007, v. 54, no. 1, pp. 146-151.
15. Dewaraja Y.K., Ljungberg M., Koral K. Monte Carlo evaluation of object shape effects in I-131 SPECT tumor activity quantification. *Eur. J. Nucl. Med.*, 2001, no. 28, pp. 900-906.
16. Kost S.D., Dewaraja Y.K., Abramson R.G., Stabin M.G. A voxel-based dosimetry method for targeted radionuclide therapy using Geant4. *Cancer Biotherapy and Radiopharmaceuticals*, 2015, v. 30, no. 1, pp. 1-11.
17. Song N., He B., Wahl R.L., Frey E.C. EQPlanar: a maximum-likelihood method for accurate organ activity estimation from whole body planar projections. *Phys. Med. Biol.*, 2011, v. 56, no. 17, pp. 5503-5524.
18. Sgouros G., Frey E., Wahl R., He B., Prudeaux A., Hobbs R. Three-dimensional imaging-based radiobiological dosimetry. *Semin. Nucl. Med.*, 2008, v. 38, pp. 321-334.
19. Dewaraja Y., Wilderman S.J., Ljungberg M., Koral K.F., Zasadny K.R., Kaminiski M. Accurate dosimetry in ^{131}I radionuclide therapy using patient-specific, 3-dimensional methods for SPECT reconstruction and absorbed dose calculation. *J. Nucl. Med.*, 2005, v. 46, pp. 840-849.
20. Briesmeister J. F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C. LA-13709-M, 2000, 823 p.

Authors

Lysak Yuliya Vital'evna, PhD Student. E-mail: lysakyulia@yandex.ru

Dyomin Viktor Maksimovich, Cand. Sci. (Phys.-Math.). E-mail: VMDemin@mephi.ru

Klimanov Vladimir Aleksandrovich, Prof., Dr. Sci. (Phys.-Math.). E-mail: vaklimanov@mephi.ru

Narkevich Boris Yaroslavovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering). E-mail: narvik@yandex.ru

Romodanov Vadim Leonidovich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.). E-mail: vlromodanov@mephi.ru