

**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**

Издаётся с 1993 г.

N3 2013 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.И. Рачков

Разработка технологий закрытого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами для крупномасштабной ядерной энергетики 5

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

А.С. Балашевский, Д.В. Шевелев, Н.И. Власенко, В.Я. Козлов

Моделирование тяжелой аварии в БВ ОЯТ энергоблока №1 Южноукраинской АЭС в случае длительного обесточивания и нарушения теплоотвода при помощи программного кода MELCOR 1.8.5 15

П.А. Дворников, С.Н. Ковтун, Д.А. Лукьяннов, С.С. Шутов, А.С. Жилкин

Методы локализации дефектных ТВС в реакторе МБИР 24

В.П. Смирнов, А.З. Гаязов, И.В. Кузьмин, А.Ю. Лещенко, С.В. Семеновых, В.В. Серебряков, А.С. Хренов

Моделирование облучения персонала, задействованного в технологическом процессе разделки ОЯТАМБ под водой 34

Ю.В. Волков, А.В. Соболев

Метод учета надежности человеко-машинных комплексов РУ при принятии управленческих решений и результаты его применения на примере Балаковской АЭС 42

ИСТОРИЯ НАУКИ

В.В. Харитонов

К 100-летию атома Бора 48

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

В.Г. Асмолов, В.П. Смирнов, А.Ю. Лещенко, И.В. Кузьмин, А.С. Покровский, Г.П. Кобылянский, Д.В. Харьков

Поведение сплава Э125 при высокотемпературном окислении 52

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

М.В. Силин, А.В. Левченко, О.А. Григорьева
Верификация кода DYNCO на основе расчетных и экспериментальных данных активной зоны реакторов ВТГР 62

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, Н.И. Логинов, А.С. Михеев
Об экспериментальном обосновании преобразователей теплового излучения в параллельный поток фотонов 70

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

В.Н. Абрамова
Методологические основы психологической подготовки персонала промышленных предприятий к работе в условиях повышенного риска 79

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

А.Ф. Егоров, В.В. Коробейников, Е.В. Поплавская, Г.А. Фесенко
Расчетные исследования сценариев развития глобальной АЭ в предположении неоднородного развития мира 88

Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин
Выжигание младших актинидов в жестких нейтронных спектрах 96

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

И.В. Малышева, А.Н. Царапкина, В.А. Елисеев, А.В. Егоров
Особенности начального этапа работы активной зоны реактора БН-1200 104

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков
Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в боковом экране реактора БОР-60 110

В.А. Черный, Л.А. Кочетков, И.В. Бурьевский, В.Ю. Стогов
Повышение плотности потока нейтронов в многоцелевом быстром исследовательском реакторе 117

CONTENTS

URGENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- V.I. Rachkov*
Development of closed nuclear fuel cycle technologies of fast reactors for large scale
nuclear energetic 5

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- A.S. Balashevsky, D.V. Shevchenko, N.I. Vlasenko, V.Ya. Kozlov*
Model analysis of spent fuel pit severe accident for SUNPP (Unit 1) under blackout and heat
removal failure using MELCOR 1.8.5 15
- P.A. Dvornikov, S.N. Kovtun, D.A. Lukyanov, S.S. Shutov, A.S. Zhilkin*
Methods for localization of failed fuel assemblies in MBIR reactor 24
- V.P. Smirnov, A.Z. Gayazov, I.V. Kuz'min, A.Yu. Leshchenko, S.V. Semenovskykh, V.V. Serebryakov,
A.S. Hrenov*
Simulation of irradiation of the personnel involved in the process of AMB SNF cutting
under water 34
- Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev*
Method to accounting reliability of human-machine systems in NPP to decision-making,
and the results of its application to the example of Balakovo NPP 42

SCIENCE HISTORY

- V.V. Kharitonov*
At the 100 years anniversary of Bohr atom model 48

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- V.G. Asmolov, V.P. Smirnov, A.Yu. Leshchenko, I.V. Kuz'min, A.S. Pokrovsky, G.P. Kobylansky,
D.V. Khar'kov*
Behavior of E125 alloy under high-temperature oxidation 52

SIMULATIONS OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

- M.V. Silin, A.V. Levchenko, O.A. Grigorieva*
Verification of DYNCO code in HTGR core simulating 62
- A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, N.I. Loginov, A.S. Mikheev*
On the experimental study of the converters of thermal energy into the parallel
photon beam 70

PERSONNEL TRAINING

- V.N. Abramova*
Methodological principles of industrial enterprises personnel's psychological education
for work in high-risk conditions 79

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- A.F. Egorov, V.V. Korobeynikov, E.V. Poplavskaya, G.A. Fesenko*
Computational studies of global nuclear energy development under the assumption
of the world's heterogeneous development 88
- G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin*
Minor actinides incineration in neutron spectra of uranium-235 or plutonium fission 96

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- I.V. Malyshева, A.N. Tsarapkina, V.A. Eliseev, A.V. Egorov*
Special aspects of the initial fuel loading phase in BN-1200 reactor core 104
- A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov*
Calculational-experimental research of irradiation heat rate in the BOR-60 side shield 110
- V.A. Cherny, L.A. Kotchetkov, I.V. Bur'evsky, V.Yu. Stogov*
Increasing maximum neutron flux in the core of MBIR reactor 117

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЙ ЗАКРЫТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА С БЫСТРЫМИ РЕАКТОРАМИ ДЛЯ КРУПНОМАСШТАБНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.И. Рачков

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Актуализированы проблемы развития современной ЯЭ и пути их решения на основе замкнутого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами, удовлетворяющие требованиям приемлемой безопасности для крупномасштабной ЯЭ. Анализируется содержание действующей с 2010 г. федеральной целевой программы ЯЭНП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» и этапы ее выполнения. Сделан вывод, что основные положения «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI в.», одобренные Правительством РФ в 2000 г., сохраняются и в настоящее время, хотя и требуют развития с учетом новых реалий на рынке органического топлива, состояния российской и мировой экономики, а также обострения требований безопасности (Фукусима) и нераспространения ядерного оружия.

Ключевые слова: замкнутый ядерный топливный цикл, быстрые реакторы, стратегия, ядерная энергетика, федеральная целевая программа.

Key words: closed nuclear fuel cycle, fast reactors, strategy, nuclear power engineering, industry, federal state program.

СОСТОЯНИЕ И ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

По состоянию на 31.12.2011 г. по данным МАГАТЭ в мире эксплуатировались 435 ядерных энергоблоков общей установленной электрической мощностью (нетто) примерно 370 ГВт и 63 ядерных энергоблока (60,5 ГВт) находились в стадии строительства [1]. В 2010 г. в мире на АЭС суммарно было выработано 2630 млрд. кВт·ч электроэнергии* или 13–14 % от общего мирового производства (пик в 1996 г. – 18 %), в то время как на тепловых станциях на ископаемом топливе – более 65 %. Из 16-ти ядерных энергоблоков, строительство которых начато в 2010 г. в мире, 10 энергоблоков приходится на Китай и по два – на Россию и Индию. Средний срок эксплуатации действующих в мире АЭС на конец 2010 г. составил 26 лет (в России – 25 лет) и поступательно рос с замедлением темпов нового строительства и продлением срока службы все большего числа реакторов.

* В 2011 г. общее производство электроэнергии на АЭС в мире снизилось на 4,4 % по сравнению с 2010 г. и составило 2518 млрд. кВт·ч (данные МАГАТЭ, <http://www.iaea.org/pris>), главным образом, за счет снижения выработки электроэнергии в Японии и Германии в связи с решениями, принятыми после аварии на АЭС «Фукусима».

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В соответствии с последним прогнозом Международного энергетического агентства (IEA) состояния мировой энергетики [2] для временного диапазона до 2035 г. доля ядерной энергии в удовлетворении спроса на первичную энергию вырастет незначительно – с 6 % в 2009 г. до 7 % в 2035 г.

По прогнозам МАГАТЭ 2011 г. [3], установленные мощности мирового парка АЭС к 2030 г. достигнут 500 ГВт при минимальном сценарии развития (на 8 % меньше предыдущей оценки) и 746 ГВт – при максимальном, а к 2050 г. – 560 и 1228 ГВт соответственно. При этом суммарная установленная мощность всех электростанций в мире в 2030 г. составит в зависимости от сценария развития соответственно 9700 и 12100 ГВт и в 2050 г. – 20390 ГВт (для минимального сценария). Выработка электроэнергии на АЭС в мире в 2030 г. прогнозируется на уровне 3950–5900 млрд. кВт·ч (11,0–14,8 % общего производства) и в 2050 г. – от 4500 до 9900 млрд. кВт·ч (6,2–13,5 %) в зависимости от рассматриваемого сценария развития.

Сегодня ядерная энергетика России базируется на АЭС с водоохлаждаемыми реакторами на тепловых нейтронах типа ВВЭР и РБМК, работающими в открытом ЯТЦ. На 1 января 2012 г. в России эксплуатируются 10 АЭС (33 энергоблока) общей установленной электрической мощностью 24,2 ГВт (11 % в суммарной установленной мощности электростанций ЕЭС России), которые вырабатывают около 17 % всего производимого в стране электричества (ТЭС – 67 %, ГЭС – 16 %). В стадии сооружения на территории РФ находятся восемь энергоблоков с реакторами ВВЭР общей мощностью 9,6 ГВт (эл.) и один энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-800 мощностью 0,8 ГВт (эл.).

Ориентиры развития энергетики в России на среднесрочный период до 2030 г. определены «Энергетической стратегией России» [4]. В соответствии с этой стратегией мощность АЭС планировалось увеличить к 2030 г. до 52–62 ГВт, с покрытием до 30% электроэнергии во всей стране. Один из последних долгосрочных прогнозов развития российской ядерной энергетики дан в работе ИНЭИ РАН «Перспективы развития АЭС до середины ХХI века». В этой работе анализируются варианты экономически оптимального роста мощностей АЭС в России к 2050 г. в пределах от 100 до 140 ГВт (э). При этом предполагается, что доля выработки ядерной электроэнергии к середине века возрастет до 33–42%.

Глобальный экономический кризис, начавшийся в 2008 г., привел к снижению темпов экономического роста в стране и, как следствие, уменьшению объемов и темпов роста энергопотребления. Дополнительным вызовом планам среднесрочного развития ЯЭ стала авария на японской АЭС «Фукусима» в марте 2011 г.

Влияние этих факторов сказалось на ближайших планах развития ЯЭ во многих странах, включая и Россию. В проекте плана Министерства энергетики, опубликованном в июле 2012 г., планируемый рост мощности ЯЭ в России на период до 2020 г. снизился на 15% с 39–41 до 34 ГВт(э) и ограничивается вводом, в основном, уже строящихся станций.

Но кризис лишь на время может снизить потребление энергоресурсов и, как следствие, интерес к проблемам долгосрочного энергообеспечения устойчивого развития. При неизбежном росте населения и индустриального производства во многих странах мира можно ожидать, что вскоре энергетические и экологические проблемы мира обострятся с новой силой, и в условиях ограниченных и неравномерно распределенных углеводородных ресурсов вновь возрастет интерес к ядерной энергетике.

Нет сомнения, что дальнейшее развитие ЯЭ в нашей стране и в мире в целом

в период до 2030 г. может быть реализовано только на основе коммерчески освоенных технологий тепловых реакторов с открытым топливным циклом, удовлетворяющих современным требованиям в области безопасности. Росатом разрабатывает новый проект «ВВЭР-ТОИ» единичной мощностью 1200-1300 МВт. При проектировании «ВВЭР-ТОИ» учитывались современные требования в области безопасности и тенденции развития строительной индустрии. ВВЭР-ТОИ могут обеспечить прогнозируемые мощности ЯЭ до 2030 г., однако необходимо признать, что реализация намерений масштабного развития ЯЭ к середине века на базе технологий тепловых реакторов может оказаться невыполнимой из-за ряда присущих системе тепловых реакторов проблем:

- все более серьезная потеря общественного доверия после тяжелых аварий на АЭС;
- повышение безопасности тепловых реакторов сопровождается ростом удельных капитальных затрат на новые АЭС опережающими темпами по сравнению с традиционной энергетикой;
- при наличии значительного количества накопленного в мире облученного топлива задача его окончательной утилизации не решена, причем проблема «ядерных отходов» прочно вошла в общественное сознание как неустранимая в принципе;
- используемые сегодня технологии предприятий по обогащению урана и переработке ОЯТ тепловых реакторов с выделением плутония создают опасность распространения ядерных оружейных материалов;
- экономически приемлемые запасы природного урана при неэффективном его использовании в общепринятом сегодня открытом ЯТЦ невелики, что ограничивает масштабы и функционирование современной ядерной энергетики текущим столетием и, как и удорожание обычных видов топлива, несет в себе опасность международных конфликтов.

Именно эти проблемы лежат в основе того, что одно из наиболее представительных системных исследований последнего времени в области энергетики проект Global Energy Assessment (GEA) [5] пришел в 2012 г. к неутешительному для ЯЭ выводу: энергетические потребности человечество может удовлетворить и без ядерной энергетики с ее нерешенными проблемами

Но, с другой стороны, эти исследования так же, как и многие другие, ранее выполненные национальные и международные системные исследования, указывают на возможность и целесообразность значительного увеличения роли ЯЭ в энергообеспечении устойчивого развития на основе ядерных энерготехнологий нового поколения с характеристиками, отвечающими на вызовы современной ЯЭ.

СТРАТЕГИИ КРУПНОМАСШТАБНОГО РАЗВИТИЯ ЯЭ

Анализ подходов к перспективам развития мировой ядерной энергетики показывает наличие двух подходов.

1. Ориентация на развитие ядерной энергетики на базе существующих и усовершенствованных типов тепловых реакторов с открытым ЯТЦ, в котором сжигается лишь ^{235}U . Сюда же можно отнести варианты с использованием ограниченного дополнительного топливного ресурса в виде смешанного оксидного уран-плутониевого топлива (МОХ-топливо), получаемого путем однократной переработки ОЯТ этих реакторов, выделения накопленного в нем плутония и смешения его с отвальным (обедненным) ураном. Несмотря на уже длительную историю, доля МОХ-топлива в общем производстве ядерного топлива в мире

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

никогда не превышала 5 %. В настоящее время наблюдается отказ от его использования в ряде стран, а также прекращение производства на некоторых из созданных заводах.

2. Ориентация на формирование закрытого ЯТЦ с вводом реакторов, обеспечивающих простое либо расширенное воспроизведение ядерного топлива ($KB \geq 1$). Это могут быть традиционно рассматриваемые быстрые реакторы либо обсуждавшиеся еще в 1970-е гг. и вновь предлагаемые теперь в США легководные реакторы (ЛВР) с жестким спектром нейтронов. Способность воспроизведения позволяет вовлечь в использование ^{238}U наработкой из него делящегося плутония и ^{232}Th путем превращения его в делящийся ^{233}U .

Первый подход олицетворяет путь экстенсивного развития, по которому фактически пока идет вся мировая ядерная энергетика. При этом в оборот вовлекаются все большие количества природного урана, энергетически используемого менее чем на 1%, и производятся непрерывно возрастающие объемы ОЯТ. Тем не менее, в современных условиях энергетического рынка (который, как и всякий рынок, работает с учетом лишь ближнесрочной перспективы) данный подход признается оправданным экономически. Концепция дальнейшего развития по этому пути получила распространение в США, обладающих крупнейшей в мире ядерной энергетикой, и усилиями ведущих корпораций-разработчиков АЭС тиражируется в развивающихся странах, встающих на путь освоения ядерной энергетики. При этом для последних, особенно не обладающих значительным парком реакторов, предполагается предоставление возможности лизинга ядерного топлива с возвратом ОЯТ в страны-поставщики, где сосредоточиваются все операции внешнего ЯТЦ. Как известно, именно РФ была инициатором такого подхода к обращению ЯТ, специально предусмотрев возможность приема зарубежного ОЯТ для переработки на своих предприятиях в законодательстве начала 2000-х гг. С точки зрения США, известные мировые ресурсы урана позволяют им придерживаться данного курса достаточно долго.

Однако ресурсы урана распределены в мире неравномерно, и перспективы их доступности для разных стран могут сильно различаться. Приемлемость данного курса развития для США и других ведущих держав, имеющих значительные мощности АЭС, несомненно, опирается на их уверенность в том, что они могут как сейчас, так и в достаточно отдаленной перспективе контролировать доступ к этим ресурсам. С другой стороны, накапливаемый ОЯТ в концепции открытого ЯТЦ является бесполезным отходом, и проблема его окончательного захоронения выходит за рамки чисто экономической.

Очевидно, что формирование крупномасштабной ядерной энергетики возможно лишь во втором подходе, обеспечивающем увеличение в 200 раз выхода энергии с каждой тонны урана, что означает расширение ресурсной базы на много порядков, поскольку станет экономически оправданным использование бедных месторождений. Однако стратегии развития в рамках этого подхода концептуально различаются в разных странах в зависимости от предполагаемой роли быстрых реакторов в структуре ядерной энергетики. Можно выделить две стратегии формирования крупномасштабной энергетики.

Франция и Япония, не имеющие собственных месторождений урана, традиционно строили свои стратегии развития, предусматривающие переход от открытого ЯТЦ ЛВР к замкнутому ЯТЦ с использованием быстрых реакторов с натриевым теплоносителем ($KB > 1$), способных обеспечивать топливом

ЛВР. Аналогичная стратегия рассматривалась и по-прежнему предлагается некоторыми авторами в России. Первые шаги к реализации замкнутого ЯТЦ в рамках данной стратегии были пройдены и привели к созданию предприятий по переработке ОЯТ ЛВР во Франции, Великобритании, Японии и России. Но дальнейшее продвижение приостановилось из-за прекращения эксплуатации уже построенных быстрых натриевых реакторов (за исключением БН-600 в России), которые сами по себе были признаны экономически непривлекательными и опасными ввиду риска распространения оружейных технологий. В пользу этой стратегии выдвигается тезис о приемлемости существования в структуре ядерной энергетики более дорогих быстрых реакторов с $K_{B\alpha} > 1$ при совместном функционировании с ЛВР. Между тем желание оправдать затраты на упомянутые предприятия по переработке ОЯТ породило концепцию применения выделенного из ОЯТ плутония для изготовления МОХ-топлива для ЛВР.

Другая стратегия крупномасштабной ядерной энергетики связана с быстрыми реакторами умеренной энергонапряженности без избыточного производства плутония [6–9]. Это позволяет отказаться от уранового бланкета в пользу требований безопасности и нераспространения. При этом важным является полное внутреннее воспроизводство плутония в активной зоне ($K_{B\alpha} \approx 1$) с плотным теплопроводным топливом (нитридное, металлическое, карбидное) равновесного состава.

За последние 10 лет в мировой практике выросла роль системных исследований в обоснование стратегий развития ядерной энергетики на длительный период. Этот подход учитывает высокую инерционность энергетических сценариев вообще и ядерной энергетики, в частности. Сегодня при проектировании АЭС закладываются сроки службы в 60 лет, и можно ожидать увеличения этого срока до 100 лет и более. Технические решения в части ЯТЦ, начиная от добычи урана и кончая захоронением РАО, также имеют долговременный характер. Поэтому для развития ядерной энергетики, безусловно, необходима стратегия на длительную перспективу, на которую должны опираться краткосрочные стратегические решения и планы. Становится ясной необходимость расширения временного масштаба такой стратегии для России как минимум до 2100 г. [9]

В России еще в конце XX в. специалистами ряда отраслевых и академических институтов была выполнена работа по определению главных задач и путей реализации развития крупномасштабной ядерной энергетики страны. Глубокое осмысление предшествующего периода развития ядерной энергетики привело к пониманию приоритетности технологического обновления, которое оправдывало бы постановку вопроса о крупномасштабном развитии ядерной энергетики. Результатом этой работы стала разработка «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI в.» (далее «Стратегия-2000»), одобренной Правительством РФ в мае 2000 г. [10].

В основе «Стратегии-2000» лежат так называемые положения «естественной безопасности», или требования приемлемости крупномасштабной ядерной энергетики:

- исключение аварий, требующих эвакуации, а тем более отселения населения, а также выводящих из хозяйственного использования значительные территории;
- эффективное использование энергетического потенциала добываемого топливного сырья;
- обращение ядерных материалов в топливном цикле без значимого наруше-

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ния природного радиационного баланса*;

- технологическая поддержка режима нераспространения ядерного оружия;
- конкурентоспособность ядерной энергетики в сравнении с другими видами энергогенерации.

Эти положения легли в основу инициативы Президента РФ на Саммите тысячелетия в ООН (Нью-Йорк, 6 сентября 2000 г.) по ориентации на ядерную энергетику в устойчивом развитии человечества в третьем тысячелетии. Российская «Стратегия-2000» была первым документом государственного уровня, свидетельствовавшим о начале пересмотра в мире отношения к использованию ЯЭ. Позднее в начале века были организованы два международных проекта: Международный Форум «Generation IV» и «ИНПРО» (МАГАТЭ) с подобными целями – проанализировать весь спектр вызовов развитию крупномасштабной ЯЭ (безопасность, нераспространение, отходы, ресурсная база и экономика), выработать требования ее приемлемости и разработать методологию оценки перспективности различных ядерно-энергетических систем.

В «Стратегии-2000» определен ряд технических требований, способствующих удовлетворению требований приемлемости крупномасштабной ядерной энергетики. В частности, применительно к реакторным установкам эти технические требования включают в себя

- обеспечение минимального запаса реактивности реактора, не позволяющего реализовать разгон на мгновенных нейтронах;
- сохранение стабильных физических характеристик активной зоны за время кампании;
- отказ от использования теплоносителя первого контура под высоким давлением, потеря которого приводит к неприемлемым выбросам высокоактивных радионуклидов;
- переход на высококипящий жидкometаллический теплоноситель и интегральную шахтную конструкцию реактора с устранением возможности потери охлаждения.

Применительно к объектам и технологиям ЯТЦ технические требования приемлемости крупномасштабной ядерной энергетики включают в себя

- отказ от захоронения ОЯТ;
- закрытый ЯТЦ с минимизацией времени выдержки облученного топлива;
- возврат долгоживущих высокоактивных актинидов и части продуктов деления в реакторы в составе регенерированного топлива;
- технологическую поддержку режима нераспространения (отказ от наработки плутония оружейного качества в бланкетах быстрых реакторов и от выделения чистого плутония из облученного топлива).

Очевидно, что крупномасштабная ЯЭ может развиваться лишь в случае ее конкурентоспособности на рынке энергии и инвестиций при постепенном отходе от повсеместной практики государственной поддержки. Это тоже одно из требований приемлемости крупномасштабной ядерной энергетики.

«Стратегия-2000» однозначно предполагает, что удовлетворить требованиям приемлемости крупномасштабной ядерной энергетики можно только на путях развития технологий закрытого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) с быстрыми реакторами (БР).

* Под сохранением природного радиационного баланса подразумевается, что через определенный исторически не слишком большой период времени суммарная радиоактивность и радиотоксичность отходов, произведенных в результате эксплуатации АЭС и переработки облученного топлива и направляемых на захоронение, не будет значимо превышать суммарной радиоактивности и радиотоксичности изотопов уранов о го сырья, извлеченных из земной коры для обеспечения АЭС топливом.

Вывод о решающей роли технологий ЗЯТЦ с БР в крупномасштабной ЯЭ не нов и не уникален. Многие индустриальные страны (США, СССР, Франция, Великобритания, Германия, Италия, Япония, Швеция и др.) имели в 1960–1980-е гг. национальные программы по созданию технологий ЗЯТЦ с БР, которые так и не вошли в коммерческую стадию.

Проведенные в начале этого века международные оценки различных ядерно-энергетических систем в рамках Международного Форума «Generation IV» и проекта МАГАТЭ «ИНПРО» также показали на принципиальные достоинства технологий ЗЯТЦ с быстрыми реакторами в решении задач крупномасштабного развития ЯЭ.

Сегодня национальные программы по освоению технологий ЗЯТЦ с БР имеют практически все страны, которые масштабно используют ЯЭ (Франция, Япония, Республика Корея, США) или планируют ее масштабное использование в будущем (Индия, Китай).

В СССР государственная программа по освоению технологий БР существовала с начала освоения мирного использования ядерной энергии. К середине 80-х гг. прошлого столетия создано было два энергетических быстрых натриевых реактора – БН-350 и БН-600, разработан проект реактора БН-800.

После Чернобыльской аварии в период реформирования экономики страны объем работ в области развития ядерно-энергетических технологий, включая и ЗЯТЦ с БР, был существенно сокращен. Однако к моменту возрождения отрасли в начале 2000-х гг. в России еще сохранился достаточно действенный потенциал разработчиков технологий быстрых реакторов и закрытого ядерного топливного цикла.

В части, касающейся БР, особо следует отметить успешную работу реактора БН-600 на Белоярской АЭС. Этот реактор уже отработал 32 года без каких-либо серьезных аварий. На сегодняшний день это единственный в мире действующий энергетический реактор на быстрых нейтронах. Обосновано продление срока его эксплуатации с проектных 30 лет до 45 лет.

Кроме успешной работы быстрых натриевых реакторов в России был накоплен многолетний опыт эксплуатации реакторной установки со свинцово-висмутовым теплоносителем на атомной подводной лодке. На основании этого опыта сегодня в рамках государственно-частного партнерства разрабатывается проект быстрого реактора СВБР-100 мощностью 100 МВт (э) для многоцелевого использования в региональной энергетике. В стране разрабатывался также проект быстрого реактора на свинцовом теплоносителе с пристанционным ядерным топливным циклом.

В области технологий ЗЯТЦ разработаны и продемонстрированы на опытно-промышленном или экспериментальном уровнях следующие технологии:

- промышленная водная переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и БН-600 на заводе РТ-1;
- опытное производство таблеточного смешанного оксидного уран-плутониевого топлива (МОХ-топливо);
- опытное производство виброуплотненного МОХ-топлива;
- опытное производство нитридного уранового топлива;
- лабораторное производство смешанного нитридного (плотного) уран-плутониевого топлива (МНИТ-топливо, или СНУП-топливо);
- лабораторная пирохимическая переработка ОЯТ.

ФЦП «ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГОТЕХНОЛОГИИ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ ...»

Новый этап в развитии технологий ЗЯТЦ с БР в России начался с разработкой и принятием в 2010 г. правительством РФ программы исследований по новой технологической платформе ядерной энергетики в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» (далее Программа) [11] а также Проекта Комиссии при Президенте Российской Федерации по модернизации и технологическому развитию экономики России «Новая технологическая платформа: замкнутый ядерный топливный цикл и реакторы на быстрых нейтронах».

Ввиду длительности сроков реализации и первоочередной необходимости получения принципиальных технических решений по технологиям реакторов на быстрых нейтронах выполнение Программы осуществляется в два этапа.

На первом этапе (2010 – 2014 гг.) будут достигнуты следующие результаты:

- получение принципиально новых технических решений и разработка новых технических проектов энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах со свинцовым, свинцово-висмутовым и натриевым теплоносителями;
- завершение проектирования и осуществление пуска топливных комплексов по производству МОХ-топлива для реакторов на быстрых нейтронах;
- разработка рабочей документации на проект строительства многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР;
- разработка детектора нейтринной диагностики активной зоны реактора;
- создание установки для получения дисперсных композиционных конструкционных материалов для реакторов.

На втором этапе (2015 – 2020 гг.) планируется

- построение опытно-демонстрационного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем и опытно-промышленного энергоблока с реакторной установкой на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем, а также многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР (взамен действующих исследовательских реакторов, отработавших ресурс);
- введение в эксплуатацию технически переоснащенного комплекса больших физических стендов;
- построение и введение в эксплуатацию промышленного комплекса по производству плотного MNIT-топлива для реакторов на быстрых нейтронах;
- создание полифункционального радиохимического исследовательского комплекса для отработки перспективных технологий замкнутого топливного цикла;
- завершение разработки и обоснования технологических и проектно-конструкторских решений на промышленный пристанционный модуль переработки отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах;
- завершение разработки и обоснования технологических и проектно-конструкторских решений на специализированную нитку централизованного завода переработки отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых и тепловых нейтронах;
- завершение строительства, реконструкции, технического перевооруже-

ния и введение в эксплуатацию необходимой исследовательской базы для обеспечения безопасности (ядерной, радиационной, пожарной безопасности ядерных реакторов, установок по производству и переработке ядерного топлива).

В 2012 г. в рамках Программы стартовал проект «Прорыв», консолидирующий проекты по разработке реакторов большой мощности на быстрых нейтронах, технологий замкнутого ядерного топливного цикла, а также новых видов топлива и материалов и ориентированный на достижение нового качества ядерной энергетики. Цель проекта - создание ядерно-энергетического комплекса, отвечающего требованиям к крупномасштабной энергетике и включающего в себя АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, производства по регенерации (переработке) и рефабрикации ядерного топлива, подготовке всех видов РАО к окончательному удалению из технологического цикла.

В рамках проекта «Прорыв» будут реализованы

- проект головного энергокомплекса для сооружения в 2025 г., включающего в себя АЭС с реакторами на быстрых нейтронах мощностью 1200 МВт, и производства по регенерации и рефабрикации ядерного топлива, подготовке всех видов РАО к окончательному удалению;
- опытно-промышленное производство MNIT-топлива для БР;
- НИОКР, разработка проекта и сооружение опытно-демонстрационного энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300 (реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем);
- НИОКР, разработка проекта и сооружение пристанционного ЗЯТЦ для опытного энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300;
- НИОКР и разработка проекта РУ БН-1200;
- НИОКР и проектно-конструкторские разработки по всем элементам ЗЯТЦ в рамках специализированной нитки централизованного завода.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Основные положения «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века», одобренные Правительством РФ в 2000 г., сохраняются и в настоящее время, хотя и требуют развития с учетом новых реалий на рынке органического топлива, состояния российской и мировой экономики, а также обострения требований безопасности (Фукусима) и нераспространения ядерного оружия.

2. В XXI в. может возникнуть необходимость формирования крупномасштабной мировой ядерной энергетики.

3. Крупномасштабная ядерная энергетика может быть создана на базе закрытого ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах.

4. В России в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения...» предполагается параллельно разрабатывать (чтобы к 2020 г. выбрать лучшее) следующие проекты:

- реакторные установки с тяжелым (свинец, свинец-висмут) и легким (натрий) жидкотекущим теплоносителями;
- плотное нитридное уран-плутониевое топливо и оксидное уран-плутониевое топливо;
- пристанционный ядерный топливный цикл и централизованный ядерный топливный цикл.

Литература

1. IAEA Power Reactor Information System. <http://www.iaea.org/pris>.
2. World Energy Outlook 2011 OECD/IEA, 2011.
3. Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050. – Ref. Data Ser. 1, 2011 Ed. – Vienna: IAEA, 2011.
4. Энергетическая стратегия России на период до 2030 г. [утвержденная распоряжением Правительства РФ от 13 ноября 2009 г. № 1715-р].
5. GEA, 2012: Global Energy Assessment - Toward a Sustainable Future / Cambridge University Press, Cambridge UK and New York, NY, USA and the International Institute for Applied Systems Analysis, Laxenburg, Austria.
6. Белая книга ядерной энергетики / Под общ. ред. Е.О. Адамова. – М.: НИКИЭТ, 2001.
7. Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI веке / В.И. Рачков // Энергосбережение и водоподготовка. – 2006 г. – № 6. – С. 2–4.
8. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 / В.И. Рачков, В.М. Поплавский и др. // Атомная энергия. – 2010 г. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201–205.
9. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. / Е.О. Адамов, А.В. Джаловян, А.В. Лопаткин и др. // Атомная энергия. 2012 г. - Т. 112. – Вып. 6. – С. 319–330.
10. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.
11. Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.: федеральная целевая программа [утв. Постановлением Правительства РФ от 3 февраля 2010 г. № 50].

Поступила в редакцию 23.07.2013

МОДЕЛИРОВАНИЕ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОДА MELCOR АВАРИИ В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ ОЯТ ЭНЕРГОБЛОКА №1 ЮЖНО-УКРАИНСКОЙ АЭС ПРИ НАРУШЕНИИ ТЕПЛООТВОДА

А.С. Балашевский*, Д.В. Шевелев, Н.И. Власенко**, В.Я. Козлов****

*Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности, Украина, г. Севастополь

**ОП «Научно-технический центр» ГП НАЭК «Энергоатом», Украина, г. Киев



Разработана расчетная модель бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива энергоблока №1 Южно-Украинской АЭС для компьютерного кода MELCOR 1.8.5. Проанализировано исходное событие при потере теплоотвода от бассейна выдержки, определены последствия и временные рамки повреждения топлива, количество сгенерированного водорода и начало взаимодействия расплава с бетоном.

Ключевые слова: атомная электрическая станция, компьютерный код, тяжелая авария, бассейн выдержки, тепловыделяющая сборка.

Key words: nuclear power plant, computer code, severe accident, spent fuel pit, fuel assembly.

Рассмотрим описание расчетной модели бассейна выдержки энергоблока №1 ЮУАЭС для компьютерного кода MELCOR 1.8.5 [1], ориентированной на анализ тяжелых аварий (ТА) в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) при разработке руководства по управлению тяжелыми авариями (РУТА). Причиной повышенного внимания к моделированию тяжелой аварии в бассейне выдержки при нарушении теплоотвода от ОЯТ является исходное событие (ИС), имевшее место 11 марта 2011 г. на Японской АЭС «Фукусима». Как показали события на этой АЭС [2], угроза потери охлаждения бассейна выдержки становится очень острой при обесточивании энергоблока или станции, без своевременного восстановления резервного электропитания. Оценка времени, условий и последствий при тяжелой аварии в бассейне выдержки позволит определить уязвимость энергоблока к данному типу ИС и предпринять необходимые меры по предотвращению или смягчению развития этой аварии.

При разработке расчетной модели в качестве основы использовались расчетная модель энергоблока №1 ЮУАЭС (В-302) анализа запроектных аварий (АЗПА) для программы MELCOR [3] и данные из [4 – 6].

В процессе расчетного анализа тяжелой аварии в условиях полной потери теплоотвода от бассейна выдержки с помощью разработанной модели определялись временные параметры процессов, количество образовавшегося водорода, качественные и ко-

личественные параметры и их особенности.

Применимость данной модели может быть расширена путем проведения расчетного анализа ТА в бассейне выдержки для всех АЭС Украины с ВВЭР с реализацией стратегий по подпитке бассейна выдержки и оценкой их радиационных последствий.

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ

Бассейн выдержки (БВ) предназначен для временного хранения отработавшего ядерного топлива не менее трех лет при трехгодичной кампании и выдержки остаточных тепловыделений отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) до достижения остаточных энерговыделений, допускающих выгрузку из БВ и транспортировку. Бассейн выдержки расположен в герметичной оболочке реакторного отделения (Р0) и состоит из кассетного отсека, предназначенного непосредственно для хранения ОТВС, и контейнерного отсека со стационарным стеллажом для свежего топлива и универсальным гнездом – зоны загрузки транспортного контейнера отработавшими топливными сборками и разгрузки чехла для свежих кассет (рис. 1, [4]). Стеллажи, установленные в БВ, представляют собой металлоконструкцию, состоящую из абсорбционной части, опорной плиты, выдвижных опор и прочих мелких деталей, служащих для установки стеллажа.

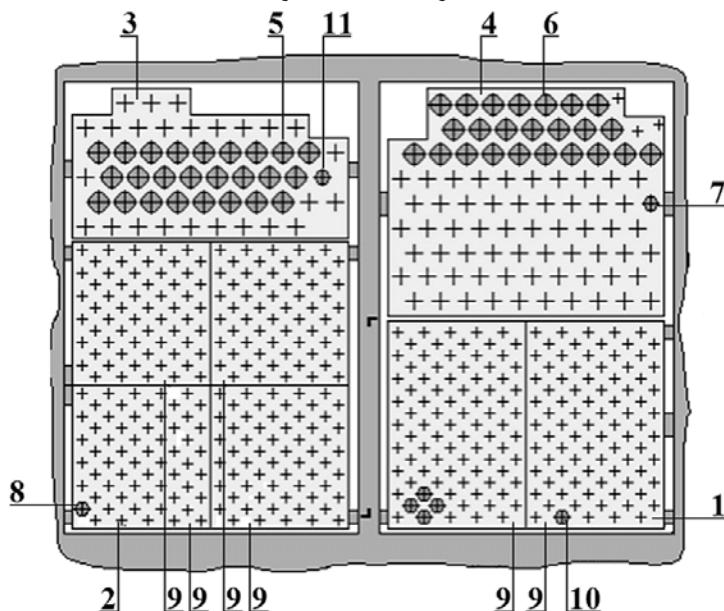


Рис. 1. Схема стеллажей бассейна выдержки (вид сверху): 1 – стеллажи уплотненного хранения топлива контейнерного отсека; 2 – стеллажи уплотненного хранения топлива кассетного отсека; 3 – стеллаж неуплотненный; 4 – съемный (аварийный) стеллаж неуплотненный; 5 – ячейки для пеналов 25 шт.; 6 – ячейки для пеналов 24 шт.; 7 – ячейки для кассет 61 шт.; 8 – ячейки для кассет 192 шт.; 9 – блоки чехлов; 10 – ячейки для кассет 136 шт.; 11 – ячейки для кассет 27 шт.

Абсорбционная часть представляет собой сварную металлоконструкцию, состоящую из трех плит (нижней, средней и верхней) с шестигранными отверстиями, в которые вварены 221 (стеллаж для установки ОТВС в контейнерном отсеке) и 244 (стеллаж для установки ОТВС в кассетном отсеке) шестигранных абсорбционных труб длиной 4350 мм, изготовленных из борированной коррозионно-стойкой стали толщиной 5 мм для установки отработавших ТВС на хранение.

Трубы с плитами образуют жесткую сварную конструкцию. Опорная плита опирается на выдвижные опоры и опорные стойки. Стойки привариваются к полу бассейна выдержки на отметке + 21,9 м. Опорная плита изготовлена из коррозионно-стойкой

стали и имеет отверстия для подвода охлаждающей воды к ОТВС и пеналам.

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ

Расчетная модель бассейна выдержки для кода MELCOR 1.8.5 представляет собой модель кассетного и контейнерного отсеков энергоблока №1 ЮУАЭС, в котором установлены стеллажи для хранения ОТВС.

Основные изменения коснулись следующих компонентов расчетной модели.

1. В нодализации гермообъема (ГО) для реакторной установки (РУ) с ВВЭР вместо ранее существовавшей упрощенной модели бассейна выдержки разработана детальная модель БВ со стеллажами хранения ОЯТ, включая кассетный и контейнерный отсеки.

2. Нодализация бассейна выдержки с установленными стеллажами уплотненного хранения топлива (СУХТ) адаптирована под расчетную модель MELCOR 1.8.5. Эти изменения в комплексе позволили смоделировать процессы, протекающие в БВ, включая выпаривание, разогрев ОЯТ, повреждение и разрушение конструкций ОТВС и СУХТ бассейна выдержки, образование расплава и водорода, перемещение расплава в пределах БВ и его взаимодействие с облицовкой днища БВ (проплавление) и бетоном.

3. Нодализация опорных конструкций бассейна выдержки. Это позволило смоделировать накопление расплава и прогрессирующее взаимодействие расплава БВ с бетонным сооружением.

Бассейн выдержки моделируется 14-тью контрольными объемами и 23-мя путями соединения (рис. 2).

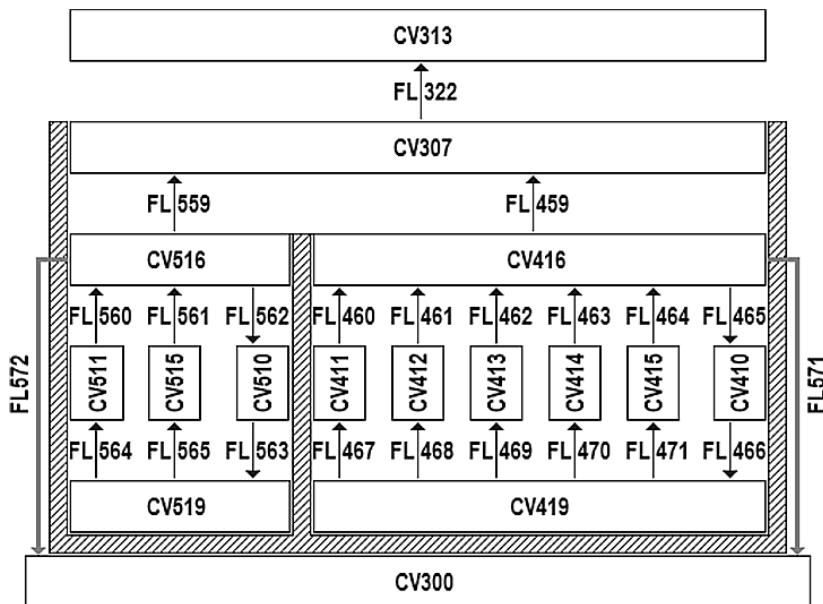


Рис. 2. Нодализационная схема бассейна выдержки первого блока ЮУАЭС

Номера контрольных объемов более теплонапряженного кассетного отсека имеют формат CV4xx, менее теплонапряженного контейнерного отсека - CV5xx.

Контрольные объемы CV419 и CV519 моделируют нижние объемы отсеков бассейна выдержки от нижней отметки пола 21,9 м до нижней границы нижней опорной плиты стеллажей хранения ОТВС.

Контрольные объемы CV411 – 415, CV511 и CV515 представляют собой объемы, в которых располагаются ОТВС внутри чехловых шестигранных труб, от хвостовиков ОТВС в нижней опорной плите стеллажа до верхней части металлических конструкций

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

стеллажей. Контрольные объемы CV410 и CV510 моделируют байпас между внешней боковой поверхностью периферийных рядов абсорбционных труб и боковой поверхностью отсеков бассейна выдержки. Контрольные объемы CV416 и CV516 моделируют участки кассетного и контейнерного отсеков от металлических конструкций стеллажей до верха стенки, разделяющей отсеки. Контрольный объем CV307 моделирует общий для двух отсеков объем, расположенный над разделяющей стенкой до верхней отметки бетонных конструкций 38,1 м. Пути течения FL571 и FL572 моделируют переливы на отметке 30,03 м (нормально открытые при работе РУ на номинальном уровне мощности).

Согласно текущей загрузке БВ ЮУАЭС [6], в кассетном отсеке находятся 222 ОТВС и в контейнерном отсеке – 48 ОТВС, т.е. необходимо смоделировать два места размещения ОТВС. Программа MELCOR не обладает возможностью моделирования двух пространственно разделенных активных зон в одной модели. Исходя из того, что основная часть ОТВС расположена в кассетном отсеке, принято решение о его моделировании при помощи пакета COR. Контейнерный отсек моделируется при помощи пакета тепловых структур HS с заданным уровнем энерговыделений.

		CV416					HS41602	
CV410	CV411	115	215	315	415	515	HS41528	Необогреваемая часть
		114	214	314	414	514	HS41526	
		113	213	313	413	513	HS41524	
		112	212	312	412	512	HS41522	
		111	211	311	411	511	HS41520	
	CV415	110	210	310	410	510	HS41518	Обогреваемая часть
		109	209	309	409	509	HS41516	
		108	208	308	408	508	HS41514	
		107	207	307	407	507	HS41512	
		106	206	306	406	506	HS41510	
CV419	CV419	105	205	305	405	505	HS41508	Необогреваемая часть
		104	204	304	404	504	HS41506	
	CV419	103	203	303	403	503	HS41X03	Опорные структуры
		102	202	302	402	502	HS41904	
		101	201	301	401	501	HS41902	

Рис. 3. Распределение уровней кассетного отсека бассейна выдержки в пакете COR

В пакете COR происходит разбивка моделируемого кассетного отсека бассейна выдержки на повышотные участки (рис. 3). По высоте модель содержит 15 элементов, включая нижнюю, среднюю и верхнюю опорные плиты в качестве поддерживающей структуры (*support structure*).

Физические процессы внутри топливной решетки моделируются пакетом COR расчетного кода, для которого конструируется модель активной зоны в рамках кассетного отсека БВ.

При разработке модели кассетного отсека БВ учтено наличие заполненных водой зазоров между трубами и материала чехловых труб стеллажа в пакете COR. Модель учитывает массы всех конструкционных материалов БВ и OTBC и их распределение по высоте модели. Облицовка пола бассейна выдержки играет роль днища, нарушение несущей способности которого происходит при превышении температуры 1000°C (значение по умолчанию, принятое в коде MELCOR 1.8.5). В дальнейшем, после разрушения облицовки пола, будет происходить взаимодействие расплава с бетоном.

В радиальном направлении OTBC кассетного отсека бассейна выдержки (244 штук) распределяются на зоны (рис. 4). Первая зона (центральная) содержит 29 OTBC, вторая – 50, третья – 74, четвертая – 69 и пятая зона (периферийная) содержит 22 свободные ячейки для установки OTBC.

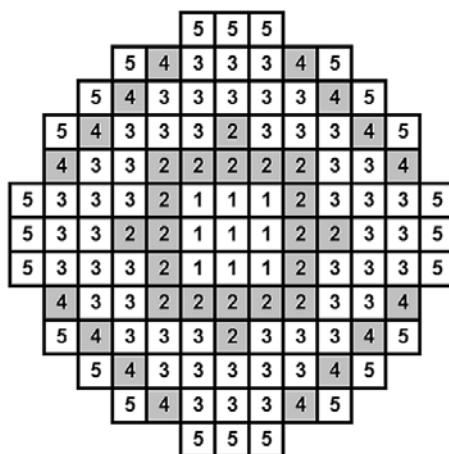


Рис. 4. Зонирование OTBC в модели бассейна выдержки

Такое «плотное» расположение OTBC в бассейне выдержки соответствует цилиндрической геометрии, заложенной в пакет кода COR, и более консервативно с точки зрения меньших потерь тепла от OTBC в объемы системы герметичных ограждений (СГО) и конструкции БВ.

Согласно данным, полученным с ЮУАЭС [6], количество OTBC в модели соответствует фактическому наличию отработавшего ядерного топлива в бассейне выдержки энергоблока №1 в период с 1998 по 2012 гг.

В рассматриваемой модели входными данными по энерговыделению является фактическое энерговыделение 222 заполненных OTBC ячеек (из общего числа 244 ячейки) кассетного отсека бассейна выдержки первого блока ЮУАЭС, равное 0,988 МВт [6].

С целью оценки динамики снижения уровня борированной воды в БВ и дополнительного выхода пара и нагрева атмосферы СГО модель контейнерного отсека, менее теплонапряженного, отсека бассейна выдержки со стеллажами и имитаторами OTBC добавлена в полную модель бассейна выдержки в терминах тепловых структур (HS). Входными данными энерговыделения для контейнерного отсека является фактическое энерговыделение 48 OTBC из максимально возможных ячеек для установки OTBC (всего 221 ячейка) бассейна выдержки первого блока ЮУАЭС, равное 0,218 МВт [6].

Для рассмотрения наиболее неблагоприятной ситуации OTBC с меньшим сроком выдержки в модели ставятся ближе к центру БВ.

Профиль энерговыделения по высоте активной зоны принят аналогичным концу кампании в модели, разработанной для RELAP5/SCDAP [7], с максимумом, смещенным в верхнюю часть. Это дополнительно несколько ускоряет разогрев и повреждение топлива при снижении уровня воды в бассейне выдержки.

РАСЧЕТ ИСХОДНОГО СОБЫТИЯ «ОБЕСТОЧИВАНИЕ ЭНЕРГОБЛОКА С ПРЕКРАЩЕНИЕМ ТЕПЛООТВОДА ОТ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ БЕЗ ВОССТАНОВЛЕНИЯ ПОДПИТКИ»

В рассчитываемом сценарии не учитывается протекание аварии на ЯЭУ АЭС, вызванной обесточиванием блока, т.е. влияние аварии энергоустановки на параметры в гермооболочке и, следовательно, в верхней части БВ.

По сценарию данного события не предусматривается подача подпиточной воды в бассейн выдержки (базовый сценарий). Авария просчитывалась с целью получения информации о динамике опустошения бассейна выдержки, времени разогрева и разрушения топлива, количестве сгенерированного водорода и т.п.

Вследствие полного обесточивания энергоблока происходит прекращение теплоотвода от бассейна выдержки. Подача аварийного электроснабжения от дизель-генераторов (ДГ) или от других источников не рассматривается.

Исходное событие приводит к разогреву воды в отсеках БВ. Вследствие того, что тепловая мощность кассетного отсека превышает мощность контейнерного отсека, динамики нагрева и испарения жидкости в них имеют значительные рассогласования. На 46300-й секунде происходит вскипание воды кассетного отсека и на 116300-й секунде – контейнерного. Начинается выпаривание воды отсеков БВ и, следовательно, снижение уровней в них.

Начало оголения топливного участка кассетного отсека наступает значительно раньше – 214300 с, контейнерного – 851900 с. Полное оголение топливного столба ОТВС, расположенных в кассетном отсеке, наступает на 443600 с, что сопровождается резким увеличением температуры оболочек твэлов. С 509800-й секунды начинается разрушение ОТВС кассетного отсека.

Генерация водорода, масса которого составляет 271,5 кг, в кассетном отсеке БВ происходит с 354200-й по 649000-ю секунду. Расчетное значение массы водорода, сгенерированной в кассетном и контейнерном отсеках, определяется из уравнений

$$M_{H_2}^{\text{конт}} = M_{H_2}^{\text{кас}} \cdot N_{\text{ТВС}}^{\text{конт}} / N_{\text{ТВС}}^{\text{кас}} = 271,5 \cdot 48 / 222 = 58,7 \text{ кг}, \quad (1)$$

$$M_{H_2}^{\text{total}} = M_{H_2}^{\text{кас}} + M_{H_2}^{\text{конт}} = 271,5 + 58,7 = 330,2 \text{ кг}, \quad (2)$$

где $N_{\text{ТВС}}^{\text{конт}}$ – количество ТВС, расположенных в контейнерном отсеке; $N_{\text{ТВС}}^{\text{конт}} = 48$ шт.; $N_{\text{ТВС}}^{\text{кас}}$ – количество ТВС, расположенных в кассетном отсеке; $N_{\text{ТВС}}^{\text{кас}} = 222$ шт.; $M_{H_2}^{\text{total}}$ – масса водорода, сгенерированная в обоих отсеках, кг; $M_{H_2}^{\text{кас}}$ – масса водорода, сгенерированная в кассетном отсеке, кг (данний параметр рассчитывается программой MELCOR); $M_{H_2}^{\text{конт}}$ – масса водорода, сгенерированная в контейнерном отсеке, кг.

Расчет был прекращен по истечении 1155000 секунд с момента ИС аварии по причине отказа днища (облицовки) кассетного отсека бассейна выдержки.

В таблице 1 представлена хронология событий рассматриваемого исходного события.

Основные результаты расчета аварийного переходного процесса в графической форме приведены на рис. 5 – 8.

Таблица 1

**Обесточивание энергоблока
с прекращением теплоотвода от бассейна выдержки
без восстановления подпитки**

Время, с	Событие	Описание
0	Обесточивание энергоблока, незапуск ДГ, отключение насосов охлаждения бассейна выдержки	Исходное событие
46300 (116300)*	Начало кипения жидкости в бассейне выдержки	Температура воды в БВ вблизи поверхности равна 100 °C
214300 (851900)*	Начало оголения активной части ОТВС	Уровень воды ниже отметки 27,06 м
354200	Начало выделения водорода	Начало пароциркониевой реакции
443600	Полное оголение активной части ОТВС, кассетного отсека	Уровень воды ниже активной части ОТВС, отметка 23,47 м
509800	Начало разрушения оболочек твэлов кассетного отсека	Разрушение ОТВС начинается с центрального радиального сегмента
649000	Завершение генерации водорода	Масса сгенерированного в кассетном отсеке водорода – 271,5 кг
1155000	Окончание расчета	Отказ днища контейнерного отсека бассейна выдержки

Примечание: xxxx – время расчета, соответствующее кассетному отсеку БВ; (xxxx)* – время расчета, соответствующее контейнерному отсеку.

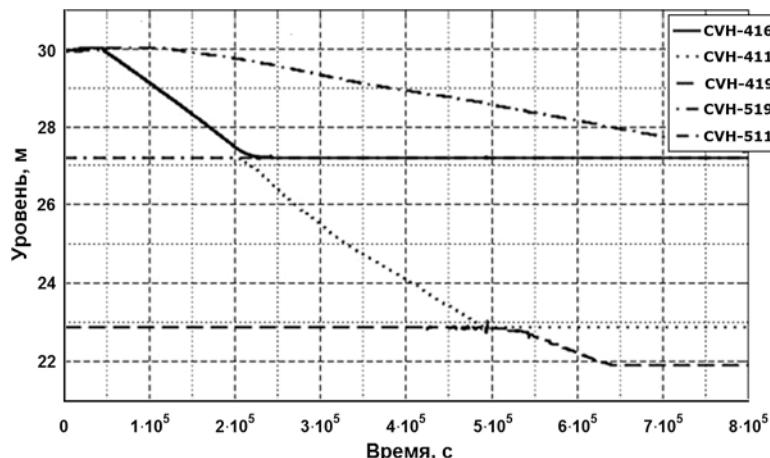


Рис. 5. Уровни воды в расчетных объемах БВ: CVH-416 – уровень воды в контрольном объеме CV416; CVH-411 – уровень воды в контрольном объеме CV411; CVH-419 – уровень воды в контрольном объеме CV419; CVH-516 – уровень воды в контрольном объеме CV516; CVH-511 – уровень воды в контрольном объеме CV511

Полученные результаты расчетного моделирования свидетельствуют о наличии значительного запаса времени для осуществления мероприятий по предотвращению или прекращению развития тяжелой аварии в бассейне выдержки ОЯТ. Таким образом, для исключения повреждения ОТВС и стеллажей бассейна выдержки в условиях тяжелой аварии целесообразно рассмотреть варианты реализации стратегий с подпиткой ОЯТ на разных стадиях аварии, что позволит обеспечить охлаждение топливных масс в БВ при потере теплоотвода.

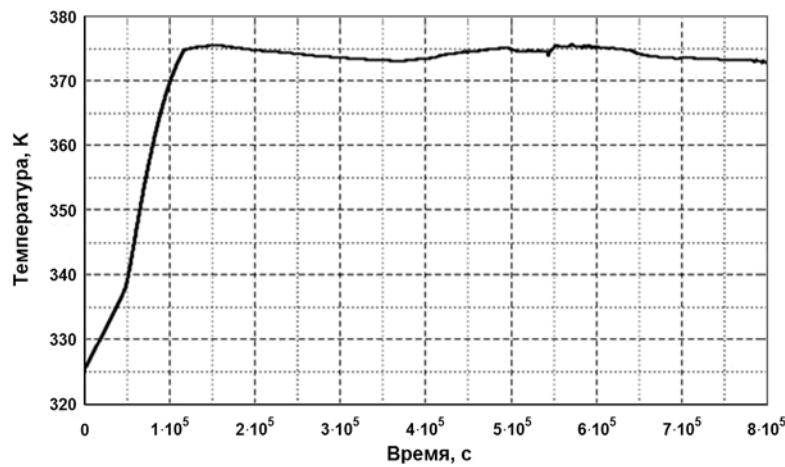


Рис. 6. Температура оболочек твэлов контейнерного отсека

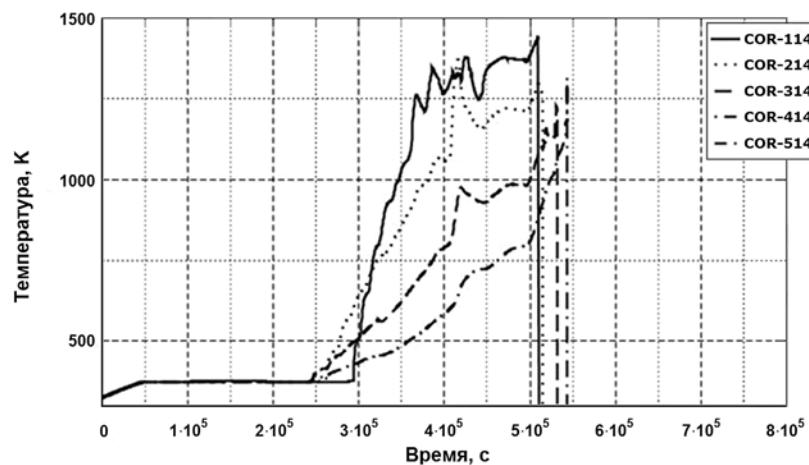


Рис. 7. Температура оболочек твэлов по радиальным зонам (кассетный отсек)

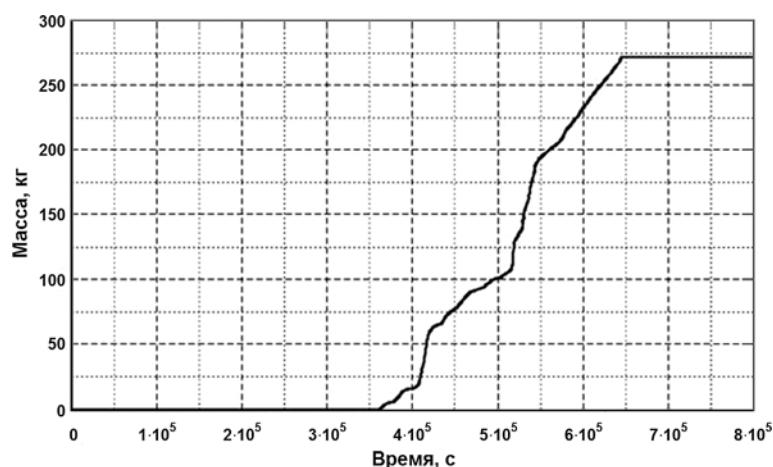


Рис. 8. Масса сгенерированного водорода в кассетном отсеке БВ

ВЫВОДЫ

Расчеты выполнены при помощи разработанной реалистической модели бассейна выдержки ОЯТ первого блока Южно-Украинской АЭС для компьютерного кода MELCOR 1.8.5. Проанализирован базовый вариант без вмешательства оперативного персонала станции, связанного с полным обесточиванием энергоблока и, как следствие, прекращением теплоотвода от бассейна выдержки ОЯТ. При разработке модели предполагалось, что в БВ хранятся отработавшие тепловыделяющие сборки различной степени выгорания и года выгрузки в соответствии с актуальными данными для энергоблока №1 ЮУАЭС.

Полученные результаты свидетельствуют о наличии значительного запаса времени с момента рассмотренного ИС для осуществления мероприятий по предотвращению или прекращению развития тяжелой аварии в бассейне выдержки ОЯТ, а именно, у персонала станции имеется время не менее четырех суток для предотвращения повреждения топлива в бассейне выдержки либо не менее шести суток для предотвращения повреждения облицовки бассейна выдержки и взаимодействия расплава с бетоном.

Литература

1. MELCOR Computer Code Manuals. Reference Manuals. Version 1.8.5 December 2000, NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2 SAND2000-2417/1.
2. International Fact Finding Expert Mission of the Fukushima Dai-Ichi NPP Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami. Mission Report. Fukushima Dai-ni NPP and Tokai Dai-ni NPP, Japan 24 May - 2 June 2011, IAEA. — 2011.
3. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок №1. Анализ уязвимости энергоблока в условиях тяжелых аварий. Итоговый отчет. 2011. EP4-2010.500.0Д.1
4. Технологические системы бассейна выдержки блока №1 ЮУАЭС. Инструкция по эксплуатации. ИЭ.1.0001.0088, 2009.
5. Запорожская АЭС. Отчет по анализу безопасности. Анализ запроектных аварий. Описание расчетной модели активной зоны и гермообъема для кода MELCOR. EP37-2006.420.0Д.2. 2008.
6. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Итоговая картограмма бассейна выдержки блока №1 ЮУАЭС. З02.1.28.БВ.99.12.ЮУ.
7. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок №1. Разработка и валидация модели RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 для анализа тяжелых аварий. 2011.

Поступила в редакцию 23.01.2013

МЕТОДЫ ЛОКАЛИЗАЦИИ ДЕФЕКТНЫХ ТВС В РЕАКТОРЕ МБИР

П.А. Дворников, С.Н. Ковтун, Д.А. Лукьянов, С.С. Шутов, А.С. Жилкин
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Дается описание проектируемой системы контроля герметичности оболочек твэлов реактора МБИР. Предлагается метод локализации ТВС с негерметичными твэлами на работающем реакторе для сокращения времени поиска дефектной ТВС на остановленном реакторе. Метод основан на использовании показаний детекторов системы КГО по запаздывающим нейtronам и моделировании распределения теплоносителя по петлям теплообмена.

Ключевые слова: исследовательский реактор МБИР, КГО твэлов, система КГО по запаздывающим нейtronам, локализация дефектных ТВС.

Key Words: MBIR Research Reactor, Fuel Element Monitoring, Delayed Neutron Detection System, Failed Fuel Assemblies Localization.

ВВЕДЕНИЕ

Многофункциональный быстрый исследовательский реактор (МБИР) – новая исследовательская ядерная установка с многоцелевым реактором на быстрых нейтронах с жидкometаллическим теплоносителем, предназначенная для проведения широкого спектра исследований в обоснование инновационных проектов атомной энергетики. Планируемый срок ввода в эксплуатацию – 2019 г.

Основные характеристики МБИР [1]: мощность тепловая 150 МВт; плотность потока нейтронов в активной зоне не менее $5 \cdot 10^{15} 1/(см^2 \cdot с)$; схема теплоотвода трехконтурная (натрий, натрий, вода), двухпетлевая; топливо смешанное уран-плутониевое; проектный срок службы до 50-ти лет. Предварительный вариант картограммы РУ МБИР приведен на рис. 1 [1].

Основные требования, предъявляемые к разрабатываемому реактору, заключаются в необходимости достижения высокой плотности потока нейтронов в реакторе, а также проведения исследований разных видов топлива, конструкционных и других материалов для обоснования реакторных технологий с различными типами теплоносителей, включая газовый, жидкometаллические, жидкосолевые теплоносители. Экспериментальные устройства в активной зоне реактора МБИР включают в себя петлевые каналы, вертикаль-

ные, горизонтальные и наклонные экспериментальные каналы, материаловедческие сборки [1, 2].

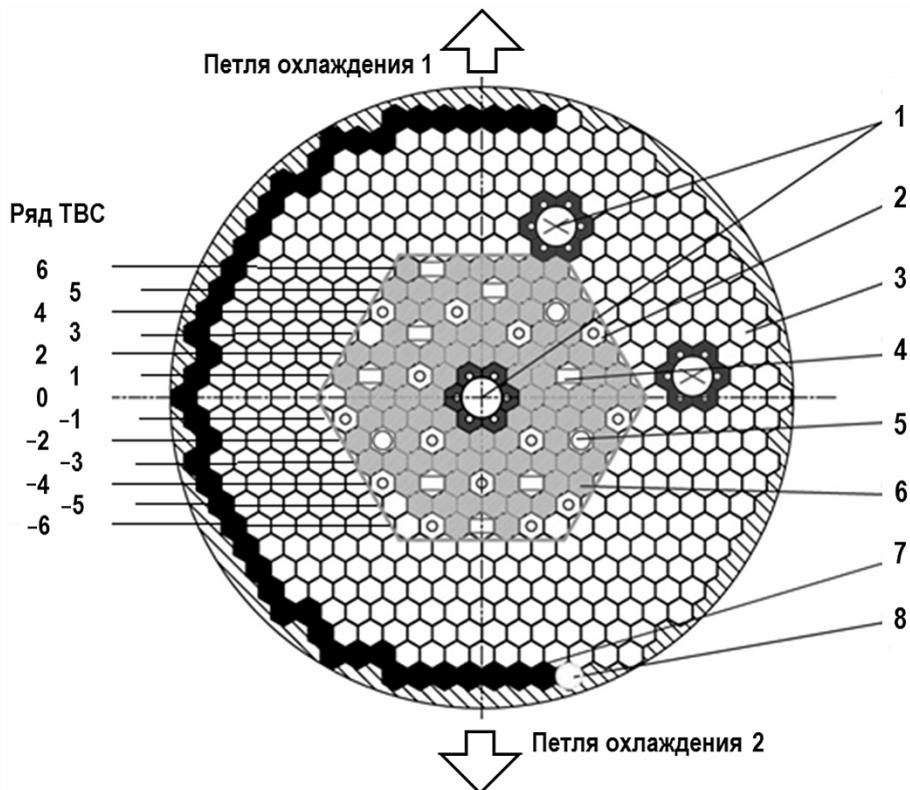


Рис. 1. Картограмма активной зоны РУ МБИР: 1 – канал петлевой (3 шт.); 2 – экспериментальная сборка (14 шт.); 3 – сборка бокового экрана (337 шт.); 4 – рабочий орган СУЗ (8 шт.); 5 – экспериментальный канал (3 шт.); 6 – ТВС (90 шт.); 7 – ВРХ (45 шт.); 8 – ячейка для загрузки ТВС

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ МБИР

Система контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов является основным средством оперативного контроля технического состояния активной зоны и выполняет функции по обеспечению нормальной и безопасной работы реакторной установки [3]. По показаниям системы КГО определяется целостность оболочек твэлов, оценивается характер дефектов, количество негерметичных твэлов, а также местоположение дефектных ТВС с негерметичными твэлами в активной зоне.

Система КГО МБИР состоит из следующих систем (подсистем).

1. Система КГО по газу предназначена для непрерывного измерения активности газообразных продуктов деления (Xe^{133} , Xe^{135} , Kr^{85m} , Kr^{87} , Kr^{88}) в газовой подушке реактора. Показания системы используются для регистрации появления газовых течей в оболочках твэлов (начальная стадия развития дефекта).

2. Система КГО по натрию предназначена для контроля за накоплением в теплоносителе первого контура радиоактивных продуктов деления Cs^{137} , Cs^{134} , Cs^{136} , Cs^{138} , I^{131} , I^{133} и других. Показания системы свидетельствуют о развитии дефектов до стадии прямого контакта топлива с теплоносителем, а также позволяют оценить загрязнение поверхностей оборудования первого контура долгоживущими радио-

активными продуктами деления.

3. Система КГО по запаздывающим нейtronам предназначена для непрерывного измерения плотности потока запаздывающих нейтронов, испускаемых продуктами деления, попадающими в теплоноситель первого контура через дефекты в оболочке твэла. Показания системы используются для регистрации дефектов типа «прямой контакт топлива с теплоносителем». Система также позволяет оценивать местоположение дефектных ТВС.

4. Внутриреакторная система определения дефектных сборок (СОДС-Р) предназначена для работы на остановленном реакторе и совмещена с перегрузочной машиной. Система контролирует активность продуктов деления в инертном газе, при помощи которого происходит отдавливание теплоносителя из контролируемой ТВС в кессоне механизма перегрузки.

5. Внедреакторная система определения дефектных сборок после их выгрузки из реактора (СОДС-ГО) предназначена для работы на остановленном реакторе при выполнении отмычки сборок от натрия. Система должна контролировать активность продуктов деления в отмывочных средах (газ, пар, вода) на выходе из гнезда отмычки ТВС.

Отметим, что система СОДС-Р позволяет однозначно идентифицировать дефектные ТВС, содержащие негерметичные твэлы, на остановленном реакторе. Проблема заключается в том, что процедура наведения перегрузочной машины на ТВС, проведение технологических операций для подготовки к отбору проб и анализа занимают достаточно много времени, поэтому необходимо до нескольких суток останова реактора для контроля всех ТВС активной зоны.

Привлекательным является следующий подход. Контроль на остановленном реакторе производится только при наличии в активной зоне дефектных ТВС с негерметичными твэлами, обнаруженных при работе реактора на мощности. Причем область поиска можно существенно сократить за счет предварительной оценки местоположения (локализации) дефектной ТВС на работающем реакторе.

Рассмотрим далее физические основы метода локализации дефектных ТВС с помощью системы КГО по запаздывающим нейтронам.

МЕТОД КГО ТВЭЛОВ ПО ЗАПАЗДЫВАЮЩИМ НЕЙТРОНАМ

В основе метода лежит принцип индикации утечки продуктов деления из поврежденных твэлов в теплоноситель [4]. В качестве реперных радионуклидов выбраны предшественники запаздывающих нейтронов. Осколки деления— предшественники запаздывающих нейтронов выходят в теплоноситель в тех случаях, когда оболочка твэла повреждена и топливо в месте повреждения контактирует с теплоносителем. Таким образом, измерение потока нейтронов, испускаемых теплоносителем первого контура в местах расположения детекторов системы, позволяет вести непрерывный контроль за появлением дефектов типа «контакт топлива с теплоносителем» и их развитием.

Для обнаружения дефектных ТВС, содержащих негерметичные твэлы, на трубопроводах петель охлаждения и на экспериментальных петлевых каналах на выходе из активной зоны устанавливаются детекторы запаздывающих нейтронов (ДЗН) на основе ионизационных камер деления [6]. Сигналы ДЗН

подаются на измерительное устройство, где выполняется формирование цифрового сигнала, который соответствует плотности потока нейтронов от теплоносителя (натрия) первого контура и теплоносителя, циркулирующего по экспериментальным каналам.

ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ РАБОТЫ СИСТЕМЫ КГО ПО ЗАПАЗДЫВАЮЩИМ НЕЙТРОНАМ

ДЗН системы КГ0 по запаздывающим нейtronам, установленные за корпусом реактора на трубопроводах петель охлаждения первого контура (рис. 1), регистрируют нейтроны, источниками которых являются продукты деления ядерного топлива – предшественники запаздывающих нейтронов (ПЗН), «прострел» нейтронов активной зоны, гамма-излучение от активной зоны и теплоносителя первого контура.

ПЗН попадают в теплоноситель через дефекты в оболочке твэла, а также с поверхности твэла, ТВС и других внутриреакторных конструкций активной зоны, загрязненных топливными материалами (так называемое поверхностное загрязнение).

Общая скорость счета импульсов от ДЗН, установленного на k -ой петле охлаждения, $N_k(t)$ ($k = 1, 2$) может быть представлена как

$$N_k(t) = N_k^{DN}(t) + N_k^{Surf}(t) + F_k(t), \quad (1)$$

где $N_k^{DN}(t)$ – вклад от запаздывающих нейтронов, связанных с дефектами в оболочке твэла; $N_k^{Surf}(t)$ – вклад от запаздывающих нейтронов, связанных с поверхностным загрязнением; $F_k(t)$ – вклад от нейтронов активной зоны и фотонейтронов.

Составляющие сигнала $N_k^{Surf}(t)$ и $F_k(t)$ образуют уровень фона в показаниях ДЗН. Очевидно, что для решения задачи КГ0 требуется определить зависимость величины $N_k^{DN}(t)$ от местоположения негерметичного твэла, для чего рассмотрим физические модели

- выхода ПЗН в теплоноситель первого контура;
- переноса ПЗН в теплоносителе первого контура из активной зоны реактора к месту расположения ДЗН.

Выберем в качестве отсчета систему координат, связанную с центром активной зоны реактора. Предположим, что в некоторый момент времени t в некоторой точке \mathbf{R} появляется источник ПЗН в теплоноситель первого контура с интенсивностью

$$I(\phi(\mathbf{R}, t); \sigma_f(\mathbf{R}); n(\mathbf{R}); H(G, T, m, t)) = n(\mathbf{R}) \times \sigma_f(\mathbf{R}) \times \phi(\mathbf{R}, t) \times H(G, T, m, t), \quad (2)$$

где первые три сомножителя определяют скорость делений в твэле тяжелых ядер с общей плотностью $n(\mathbf{R})$ и средним сечением $\sigma_f(\mathbf{R})$ в потоке нейтронов $\phi(\mathbf{R}, t)$, а функция $H(G, T, m, t)$ определяет выход ПЗН из негерметичного твэла в теплоноситель.

Физическая сущность функции $H(G, T, m, t)$ заключается в том, что выход ПЗН из негерметичного твэла в теплоноситель зависит от величин расхода $G(t)$ через ТВС с негерметичным твэлом; температуры $T(t)$ в месте контакта топлива с теплоносителем; параметра $m(t)$, определяемого видом топлива, его состояни-

ем (выгоранием), условиями гидродинамики теплоносителя в месте дефекта, размером и типом дефекта твэла. Функция H принимается как некий параметр, меняющийся во времени и определяющий количество ПЗН, выходящих в единицу времени из негерметичного твэла в теплоноситель. Очевидно, что когда $H(G, T, m, t) = 0$, интенсивность источника ПЗН равна нулю, т.е. твэл является герметичным.

Для исследования поведения ПЗН, вышедших в теплоноситель, введем функцию $M_k(\mathbf{R}, G_k)$, которая определяет относительную долю осколков деления, переносимых в потоке теплоносителя из точки \mathbf{R} в некоторый эффективный измерительный объем k -го ДЗН ($k = 1, 2$), из которого запаздывающие нейтроны регистрируются детектором с эффективностью ε_k . Значения функции зависят от места расположения негерметичной ТВС в активной зоне \mathbf{R} и расхода G_k теплоносителя через петлю теплообмена k .

Тогда составляющая скорости счета импульсов k -го ДЗН от запаздывающих нейтронов, связанных с возникновением дефекта в оболочке твэла, в момент времени t

$$\begin{aligned} N_k^{DN}(t) = & n(\mathbf{R}) \times \sigma_f(\mathbf{R}) \times \varphi(\mathbf{R}, t - t_{tr}^k) \times \\ & \times H(G(t - t_{tr}^k), T(t - t_{tr}^k), m(t - t_{tr}^k)) \times \\ & \times M_k(\mathbf{R}, G_k) \times \varepsilon_k \times B(\lambda_i, a_i, t_{tr}^k, t_0), \end{aligned} \quad (3)$$

где t_0 – эффективное время цикла теплоносителя в первом контуре. Функция $B(\lambda_i, a_i, t_{tr}^k, t_0)$ связывает интенсивность запаздывающих нейтронов i -ой группы с абсолютным выходом a_i и постоянной распада λ_i с интенсивностью выхода ПЗН. Эта функция учитывает распад ПЗН за время их доставки теплоносителем t_{tr}^k в эффективный измерительный объем k -го ДЗН и влияние рециклических ПЗН, пришедших в этот объем к моменту времени t после предыдущих циклов теплоносителя.

Отметим, что для функций $\varphi(\mathbf{R}, t - t_{tr}^k)$, $H(G(t - t_{tr}^k), T(t - t_{tr}^k), m(t - t_{tr}^k))$, $B(\lambda_i, a_i, t_{tr}^k, t_0)$, записанных в правой части выражения (3), можно приближенно использовать общее эффективное время доставки t_{tr} для каждого ДЗН, так как в реальных условиях работы реактора разница во временах доставки не должна превышать нескольких секунд. Величина t_{tr} при работе реактора на номинальном уровне мощности по предварительным оценкам составляет около 40 секунд. Оценка проводилась исходя из геометрических размеров корпуса реактора, диаметра главных трубопроводов первого контура и величины общего расхода теплоносителя первого контура через реактор.

Учитывая идентичность конструкции и симметричность расположения ДЗН на различных петлях теплообмена, для проведения дальнейших расчетов можно считать, что эффективности регистрации близки $\varepsilon_1 \approx \varepsilon_2$. Тогда отношение сигналов от запаздывающих нейтронов, связанных с дефектом в оболочке твэла, по различным петлям ($k = 1, 2$)

$$N_1^{DN}(t) / N_2^{DN}(t) \approx M_1(\mathbf{R}, G_1) / M_2(\mathbf{R}, G_2). \quad (4)$$

Видно, что отношение составляющих скоростей счета ДЗН определяется отношением функций $M_k(\mathbf{R}, G_k)$, значения которых зависят только от места расположения негерметичного твэла в активной зоне и распределения расхода теплоносителя по петлям теплообмена.

Для решения задачи выделения в показаниях ДЗН составляющей сигнала от запаздывающих нейтронов, связанных с дефектами в оболочке твэла, в соответствии с уравнением (1) необходимо из общей скорости счета k -го ДЗН вычесть фоновые составляющие:

$$N_k^{DN}(t) = N_k(t) - N_k^{Surf}(t) - F_k(t). \quad (5)$$

Очевидно, что в условиях отсутствия негерметичных твэлов $N_k^{DN}(t) = 0$ общая скорость счета импульсов от ДЗН определяется только фоновыми составляющими, что дает возможность непосредственно определять фон при эксплуатации реактора.

Таким образом, для решения задачи локализации дефектной ТВС по показаниям ДЗН требуется гидродинамический расчет переноса осколков деления в потоке теплоносителя для определения относительной доли ПЗН, регистрируемых ДЗН на различных петлях теплообмена, в зависимости от места расположения дефектной ТВС. Рассмотрим далее упрощенные модели переноса ПЗН для использования в системе КГО МБИР.

ГИДРОДИНАМИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ ПЕРЕНОСА ПЗН

Модель «пятна»

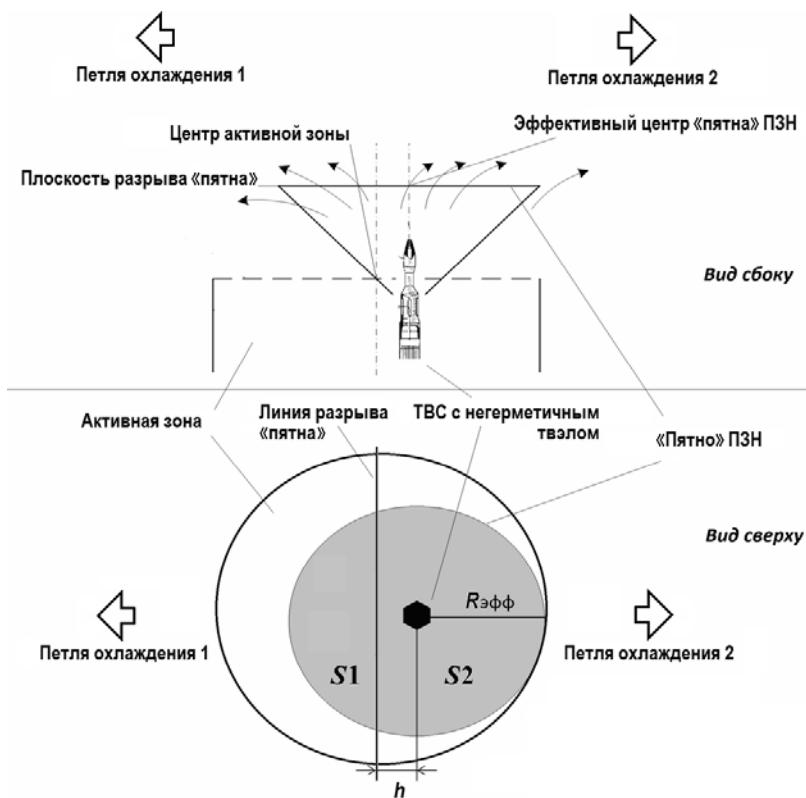


Рис. 2. Схема переноса ПЗН в модели «пятна»

Представим, что ПЗН выходят из дефектной ТВС в потоке натрия через верхние выходные камеры в верхнюю смесительную и, перемешиваясь с теплоносителем, выходящим из соседних ТВС, образуют эффективное « пятно », которое по мере подъема вверх продолжает перемешиваться и расширяться в потоке теплоносителя (рис. 2). Перемешиваясь, это « пятно » (будем считать его круглым в сечении) достигает некоторой условной горизонтальной плоскости, в которой

начинает разделяться на две части $S1 = S_1(\mathbf{R}, G_1)$ и $S2 = S_2(\mathbf{R}, G_2)$, которые переносятся затем по двум различным петлям первого контура. Назовем эту условную плоскость плоскостью разрыва эффективного «пятна» ПЗН, а линию, вдоль которой происходит разрыв, – линией разрыва.

В рамках модели «пятна» будем полагать, что

- эффективный центр «пятна» при достижении плоскости разрыва находится над ТВС с негерметичными твэлами;

- линия разрыва «пятна» проходит через середину активной зоны на равном расстоянии от входных патрубков главного трубопровода первого контура.

При работе реактора на номинальном уровне мощности расходы теплоносителя по каждой петле охлаждения первого контура должны быть равны между собой. В этом случае, учитывая вышеизложенное, можно предположить, что

$$M_1(\mathbf{R}, G_1) / M_2(\mathbf{R}, G_2) \approx S_1(\mathbf{R}) / S_2(\mathbf{R}). \quad (6)$$

Очевидно, что для всех ТВС, удаленных от линии разрыва «пятна» на одинаковое расстояние h , отношение площадей $S1$ и $S2$ одинаковое. Это условие устанавливает предельную точность локализации для данного алгоритма – ряд активной зоны, в котором может находиться от 3 до 11 ТВС (см. рис. 1).

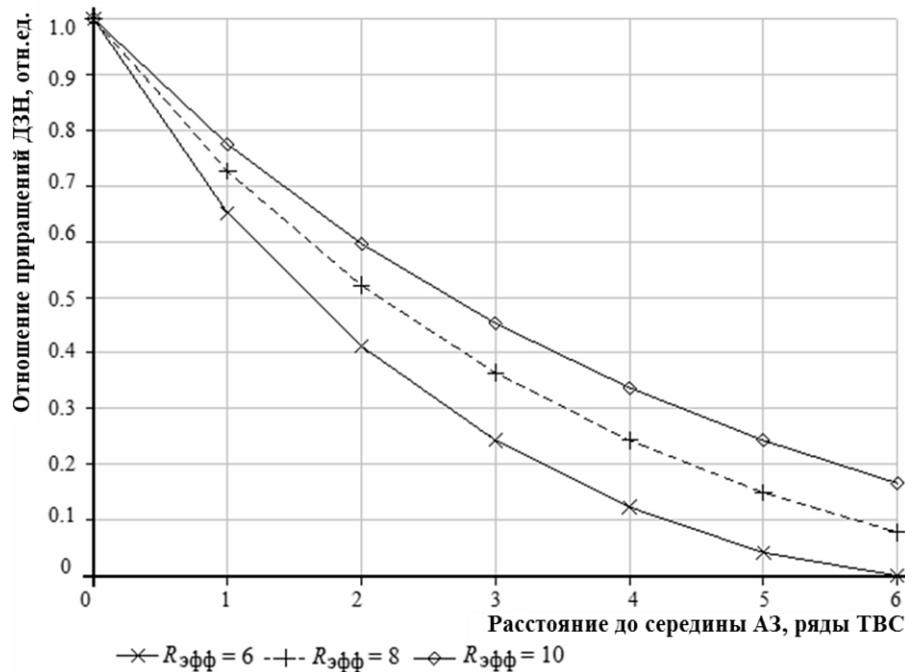


Рис. 3. Отношение приращений показаний ДЗН в зависимости от расстояния дефектной ТВС до середины активной зоны для гидродинамической модели «пятна»

Окончательное выражение, на основании которого строится алгоритм локализации дефектных ТВС, имеет вид

$$N_1^{DN}(t) / N_2^{DN}(t) \approx S_1(h) / S_2(h). \quad (7)$$

Алгоритм имеет один «настроечный» параметр – эффективный радиус «пятна» ПЗН – $R_{\text{эфф}}$. Для предварительной оценки параметра было использовано

эмпирическое значение аналогичного параметра программы локализации, применяемой на реакторе БН-600 и также использующей гидродинамическую модель «пятна» [5]. На основании диффузионной модели распространения ПЗН в потоке теплоносителя величина эффективного радиуса «пятна» ПЗН для БН-600 была скорректирована с учетом соотношения скоростей теплоносителя, и ее значение было оценено как $R_{\text{эфф}} \approx 8 \pm 2$ ряда ТВС. На рисунке 3 приведены значения отношений приращений показаний ДЗН (N_1^{DN} / N_2^{DN} , если $N_1^{DN} \leq N_2^{DN}$ или N_2^{DN} / N_1^{DN} , если $N_1^{DN} > N_2^{DN}$) в зависимости от расстояния дефектной ТВС до середины активной зоны при величине $R_{\text{эфф}}$ равной шестому, восьмому и десятому рядам ТВС.

Полученные результаты означают, что при разгерметизации ТВС из любого ряда активной зоны теоретически должны изменяться показания ДЗН каждой петли. В реальности, однако, при малых разгерметизациях на периферии активной зоны (пятый, шестой ряды) незначительные приращения показаний ДЗН, установленного на петле, находящейся в противоположной части активной зоны, могут быть скрыты фоновыми шумами.

Модель «облака»

Опыт эксплуатации программы локализации на БН-600 показал, что модель «пятна» не может объяснить случаи, когда при разгерметизации твэла на периферии активной зоны увеличивались показания не только ДЗН, контролирующего активность теплоносителя того же сектора активной зоны, но и детекторов других секторов. Одно из возможных объяснений – перемешивание теплоносителя, включая многократную циркуляцию осколков деления по контуру с частичным перемешиванием в напорной камере. Для учета данного эффекта авторами статьи была предложена модифицированная гидродинамическая модель переноса ПЗН – модель «облака» ПЗН.

В отличие от модели «пятна» в данной модели нет четких границ области распространения ПЗН. Осколок, выходящий из негерметичного твэла, при достижении плоскости разрыва может удаляться от эффективного центра «облака» (находящегося над дефектной ТВС) на случайное расстояние r , которое подчиняется нормальному распределению с параметром $R_{\text{эфф}}$:

$$f(r) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}R_{\text{эфф}}} e^{-\frac{r^2}{2R_{\text{эфф}}^2}}. \quad (8)$$

Параметр $R_{\text{эфф}}$ в данном случае есть эффективный радиус «облака» ПЗН. На рисунке 4 приведены значения отношений приращений показаний ДЗН для модели «облака» в зависимости от расстояния дефектной ТВС до середины активной зоны при величине $R_{\text{эфф}}$ равной шестому, восьмому и десятому рядам ТВС.

Отметим, что значение эффективного радиуса «пятна» ПЗН будет уточнено по результатам гидродинамических расчетов, тестирования алгоритма при проведении испытаний на этапе пуска и в процессе эксплуатации реактора.

ПРОЦЕДУРА ЛОКАЛИЗАЦИИ ДЕФЕКТНОЙ ТВС

Для локализации дефектных ТВС предварительно производится расчет с помощью моделей «пятна» и (или) «облака» опорных откликов ДЗН (7) для каждого ряда ТВС. Локализация дефектных ТВС на работающем реакторе проводит-

ся на основании сравнения реальных откликов ДЗН с расчетными опорными значениями. После остановки реактора с помощью системы СОДС-Р вначале проверяется ряд ТВС, для которого отношение показаний ДЗН наиболее близко к расчетному значению и в котором наиболее вероятно находится дефектная сборка. Затем проводится проверка ТВС в следующем по вероятности нахождения дефекта ряду и т.д.

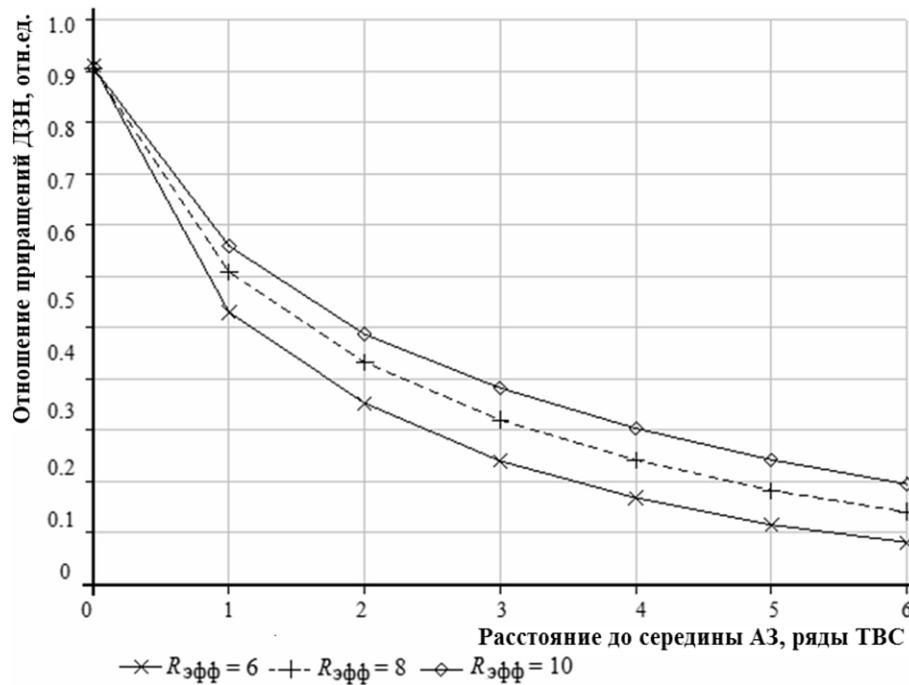


Рис. 4. Отношение приращений показаний ДЗН в зависимости от расстояния дефектной ТВС до середины активной зоны для гидродинамической модели «облака»

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье рассмотрены системы КГО МБИР и предложены простые гидродинамические модели переноса осколков деления в потоке теплоносителя для оценки откликов детекторов системы КГО по запаздывающим нейтронам в зависимости от места расположения дефектной ТВС.

Предложенный в работе подход к локализации ТВС с негерметичными твэлами на работающем МБИР позволяет существенно сузить область поиска на остановленном реакторе и сократить время простоя.

Литература

1. Третьяков И.Т., Лопаткин А.В., Романова Н.В. и др. От БОР-60 к реактору МБИР: преемственность и развитие / Сборник докладов научно-технического семинара «Роль реактора БОР-60 в инновационном развитии атомной отрасли». ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, 2 марта 2010 г.
2. Зайко И.В., Левченко М.О., Лопаткин А.В. и др. Нейтронно-физические особенности активной зоны МБИР // Атомная энергия. – 2013. – Том 114. – №4. – С. 188-191.
3. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок НП-033-01. Утверждены Постановлением Госатомнадзора России от

16.01.2002 г. № 2.

4. Скоморохов А.О., Лукьянин Д.А. Применение метода перекомпенсации для определения местоположения негерметичных сборок в реакторах на быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №2. – С.39–43.
5. Лукьянин Д.А., Скоморохов А.О., Воропаев А.И. и др. Система экспертного анализа данных по КГО твэл реактора БН-600 на базе центра технической поддержки ГНЦ РФФЭИ // Безопасность АЭС и подготовка кадров: тез. докл. XII Международной конференции, Обнинск, 4–7 октября 2011 г. – Обнинск : ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. – Ч. 1. – С. 88–89.
6. Жилкин А.С., Гурьев С.А., Осипов С.Л. и др. Локализация дефектных ТВС в активной зоне реактора БН-600 с помощью секторной системы КГО // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №1. – С.83–91.

Поступила в редакцию 24.05.2013 г.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА, ЗАДЕЙСТВОВАННОГО В ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ПРОЦЕССЕ РАЗДЕЛКИ ОЯТ АМБ ПОД ВОДОЙ

В.П. Смирнов, А.З. Гаязов, И.В. Кузьмин, А.Ю. Лещенко,

С.В. Семеновых, В.В. Серебряков*, А.С. Хренов*

000 НПФ «Сосны», г. Димитровград

*** ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград**



Рассмотрены основные факторы радиационного воздействия на персонал при выполнении работ в комплексе по обращению с ОЯТ АМБ на территории ФГУП «ПО «Маяк». Приведены результаты экспериментальных исследований механизмов формирования источников излучения, оказывающих влияние на дозиметрическую обстановку. Представлены основные подходы к разработке модели формирования доз облучения персонала и результаты расчетов параметров дозиметрической обстановки на рабочих местах с применением вновь разработанной модели.

Ключевые слова: радиационная безопасность, ОТВС АМБ, гранулометрический состав продуктов резки, выход РВ в воду, выход радиоактивных аэрозолей с поверхности воды в воздух.

Key words: radiation safety, AMB SFAs, fractional composition of the products resulting from SNF cutting, inflow of radionuclides into the water, escape of radionuclides from water into the air.

ВВЕДЕНИЕ

Согласно техническим решениям, принятым при проектировании первой очереди Белоярской АЭС, бассейны выдержки (БВ) предназначались для временного хранения ОТВС в семнадцатиместных кассетах из углеродистой стали типа К-17у. Время выдержки ОТВС определялось необходимостью снижения тепловыделения и активности радиоактивных веществ, и должно было составлять три года. Однако кассеты с ОТВС остаются на хранении в БВ до настоящего времени. Максимальная длительность хранения кассет с ОЯТ в БВ-1,2 составляет более 40 лет. Общее количество ОТВС, хранимых в БВ, – 5000 штук.

По консервативным оценкам, чехловые трубы кассет К-17у могут сохранять свою герметичность в течение ~ 14,5 лет, после чего в результате язвенной коррозии в этих кассетах возможен контакт твэлов (в том числе и негерметичных) с водой БВ. Необходимость безотлагательного решения проблемы хранения кассет с ОЯТ АМБ, находящихся в бассейнах выдержки первой очереди БАЭС, не вызывает сомнений.

В настоящее время для решения обозначенной проблемы выполняются работы по созданию на территории ФГУП «ПО «Маяк» комплекса по обращению с ОЯТ АМБ.

Технология обращения с кассетами с ОТВС АМБ, предполагаемая к реализации во

© **В.П. Смирнов, А.З. Гаязов, И.В. Кузьмин, А.Ю. Лещенко, С.В. Семеновых,
В.В. Серебряков, А.С. Хренов, 2013**

вновь создаваемом комплексе, предусматривает выполнение следующих операций [1]:

- фрагментация кассеты с ОТВС АМБ в водном объеме бассейна;
- размещение фрагментов твэлов, содержащих топливо, в пеналах для ОЯТ;
- загрузка фрагментов кассеты и ОТВС, не содержащих топливо, в первичные упаковки с последующей подготовкой и передачей в хранилища ТРО ФГУП «ПО «Маяк»;
- перемещение пеналов с ОЯТ на специализированный участок и удаление из них влаги методом термовакуумной осушки;
- формирование партии пеналов и передача ее в штатную технологическую цепочку радиохимической переработки ОЯТ.

Анализ радиационного воздействия на персонал при разделке ОЯТ АМБ под водой, представленный в статье, является одним из ключевых вопросов обоснования безопасности рассматриваемой технологии.

ФАКТОРЫ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ПЕРСОНАЛ

Основными факторами радиационного воздействия на персонал, работающий на защитной плите бассейна, при внешнем пути облучения являются гамма-излучение, обусловленное нуклидами, локализованными в ОЯТ, находящимся в бассейне; гамма-излучение, обусловленное радиоактивными веществами, перешедшими в воду бассейна из ОЯТ; гамма-излучение от радиоактивных сред в трубопроводах обеспечивающих систем; ионизирующие излучения от радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочей зоны, перешедших с зеркала воды бассейна.

При внутреннем пути облучения к этим факторам относятся радиоактивные аэрозоли в воздухе на рабочих местах персонала, диспергированные с загрязненных поверхностей инструмента и оборудования, а также радиоактивные аэрозоли, перешедшие с зеркала воды бассейна.

При этом вклад факторов внутреннего облучения в дозовые нагрузки персонала минимизирован за счет

- организации направленного движения воздушных потоков;
- дезактивации инструмента при его выгрузке из среды контакта с веществами, содержащими РВ;
- применения высокоэффективных средств индивидуальной защиты органов дыхания.

Таким образом, индивидуальные дозы персонала, выполняющего технологические операции на защитной плите бассейна, можно вычислить, используя выражение

$$H_i = (K_1 \cdot A_1 + K_2 \cdot A_{v2}^{\text{вода}} + K_3 \cdot A_{v3}^{\text{вода}}) \cdot t_i, \quad (1)$$

где K_{1-3} – дозовые коэффициенты для факторов внешнего радиационного воздействия (мощность эффективной дозы гамма-излучения, нормированная на абсолютную или объемную активность источника, обуславливающую каждый из перечисленных выше факторов), соответственно $[(\text{Зв}\cdot\text{ч}^{-1})/\text{Бк}]$ и $[(\text{Зв}\cdot\text{ч}^{-1})/(\text{Бк}\cdot\text{м}^{-3})]$; A_1 – активность радионуклидов в кассете (в пеналах) с ОЯТ, [Бк]; $A_{v2}^{\text{вода}}$ – объемная активность радионуклидов, перешедших в воду бассейна, [$\text{Бк}/\text{м}^3$]; $A_{v3}^{\text{вода}}$ – объемная активность радионуклидов в воде, поступающей в трубопроводы обеспечивающих систем бассейна, [$\text{Бк}/\text{м}^3$]; t_i – время выполнения i -той технологической операции, [ч].

Значения дозовых коэффициентов для факторов внешнего радиационного воздействия были рассчитаны с помощью MicroShield. Поскольку среднее время выдержки кассет с ОТВС АМБ превышает 30 лет, в качестве основного дозообразующего изотопа рассматривался только ^{137}Cs .

Следует отметить, что конструкция оборудования, используемого при разделке кассет с ОТВС в бассейне, обеспечивает выполнение транспортно-технологических опера-

ций с ОЯТ под слоем воды толщиной не менее 2,5 м. Наличие экранирующего слоя воды позволяет обеспечить вклад данного фактора радиационного воздействия в МЭД на защитной плите не более 1 мкЗв/ч.

Из выражения (1) следует, что мощность эффективной дозы гамма-излучения, обусловленная радиоактивными веществами в воде бассейна и трубопроводах обеспечивающих систем, зависит от удельной активности воды бассейна. Изменение объемной активности воды бассейна, в котором предполагается осуществлять разделку кассет с ОТВС АМБ, зависит от скорости выхода радиоактивных веществ из продуктов резки (опилок) и фрагментов твэлов в воду. Следует отметить, что интенсивность поступления радиоактивных веществ в воду зависит от гранулометрического состава продуктов резки ОЯТ.

С целью получения количественных характеристик процессов взаимодействия ОЯТ АМБ с водой бассейна, необходимых для расчета удельной активности РВ в воде бассейна и в воздухе надводного пространства, в ОАО «ГНЦ НИИАР» была проведена серия экспериментов:

- исследование зависимости гранулометрического состава продуктов резки ОТВС от режима резки;
- определение скорости выхода РВ из продуктов резки облученных твэлов в воду и анализ зависимости кинетики выхода РВ от гранулометрического состава продуктов резки;
- исследование выхода радиоактивных аэрозолей с поверхности воды, содержащей продукты резки, в воздух.

ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБЪЕКТОВ ИССЛЕДОВАНИЯ

Анализ состава топлива, подлежащего разделке, свидетельствует, что наибольшие изменения радиационной обстановки на рабочих местах персонала следует ожидать при резке ОТВС с дисперсным топливом UC+Ca (наиболее химически активный вид топливной композиция). Кроме того, исследовали ОЯТ с наиболее распространенной топливной композицией – (U 9%Mo)+Mg (более 40% от всех ОТВС реакторов АМБ).

Для исследований применяли образцы, представляющие собой отрезки облученных твэлов реактора АМ, имеющих идентичный твэлам АМБ состав топливной композиции и аналогичную трубчатую конструкцию. Единственное отличие твэлов реактора АМ – меньшие диаметры внутренней и наружной оболочек [2].

Для выбора участков вырезки образцов твэлов проводили аттестационные исследования, включавшие в себя измерение диаметра, длины и массы, а также гамма-сканирование фрагментов твэлов АМ. Подробное описание примененных методик измерений приведено в [3].

По результатам аттестационных исследований из фрагментов центральной части облученных твэлов с равномерным распределением ^{137}Cs были выбраны и вырезаны образцы длиной 130 мм. Оценка выгорания топлива на выбранном участке для образцов с топливом (U-9%Mo)+Mg составила 23 МВт·сут/кг U, с топливом UC+Ca – 7 МВт·сут/кг U.

МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЯ

Для получения образцов продуктов резки подготовленные фрагменты твэлов подвергали механической резке на внутrikамерной установке. Резку проводили под водой с помощью кольцевой биметаллической пилы. В конструкции ленточной пилы для разделки ОЯТ в условиях комплекса по обращению с ОЯТ реакторов АМБ предусматривается использование полотна пилы этой же модели.

Гранулометрический анализ опилок производили дистанционно на внутрикамерном устройстве рассева. Массу частиц каждой фракции определяли как разность масс сита или фильтра до и после рассева. После взвешивания опилки из каждого сита передавали на гамма-спектрометрические измерения для определения удельной активности частиц разных фракций.

В экспериментах по определению кинетики выхода РВ из продуктов резки в воду использовали устройство выдержки, представляющее собой емкость, содержащую образец – раствор РВ с опилками ОЯТ.

Определение кинетики выхода РВ из продуктов резки твэла в воду проводили методом гамма-спектрометрического анализа периодически отбираемых проб раствора РВ из устройства выдержки.

Исходное содержание РВ в топливе, необходимое для расчета относительного выхода РВ в воду, определяли методом растворения образцов топлива известной массы в азотной кислоте с последующим измерением абсолютной активности РВ в полученном растворе.

В экспериментах по определению выхода радиоактивных аэрозолей при испарении воды исследуемый образец представлял собой воду, в которой проводились резка образцов облученных твэлов реактора АМ и дальнейшая выдержка продуктов резки. Перед проведением эксперимента измеряли объемную активность раствора с РВ.

Для организации продувки воздуха над поверхностью раствора к устройству подключали газовую линию. В течение эксперимента измеряли температуру раствора и продуваемого воздуха, а также контролировали расход воздуха через устройство.

Коэффициент распределения гамма-излучающих нуклидов между водой и воздухом определяли по активности радионуклида на фильтре, объемной активности раствора РВ, расходу и времени продувки воздуха.

Для альфа-излучающих радионуклидов определяли скорость выхода, так как измерения их объемной активности в воде не проводились.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Для определения гранулометрического состава продуктов резки были проведены два эксперимента с продуктами резки фрагментов облученных твэлов с топливом (U-9%Mo)+Mg, полученными для различных скоростей резки подачи пилы. Результаты гранулометрического и гамма-спектрометрического анализа продуктов резки при разных режимах резки показаны на рис. 1.

Кинетика относительного выхода ^{137}Cs в воду из продуктов резки ОЯТ (U9%Mo)+Mg и UC+Ca приведена на рис. 2.

Результаты экспериментов по определению выхода радиоактивных аэрозолей при испарении воды, содержащей растворенные РВ, а также параметры их проведения приведены в табл. 1.

Таблица 1

Параметры и результаты экспериментов по определению выхода радиоактивных аэрозолей с поверхности раствора РВ

Тип топлива	U-9% Mo			UC+Ca		
	Проектный	Консервативный	Консервативный			
Режим резки						
Скорость воздуха, м/с	0,3	0,29	1,40	0,3	0,58	1,4
Коэффициент распределения ^{137}Cs , $\times 10^{-9}$	3,8±0,4	5,0±0,8	3,5±0,5	0,47±0,09	0,83±0,13	0,24±0,04
Скорость выхода альфа-излучающих радионуклидов, $\text{Бк}/(\text{с} \cdot \text{м}^2)$	3,1±0,5	1,6±0,3	9,3±2,0	–	2,3±0,7	16,5±3,4

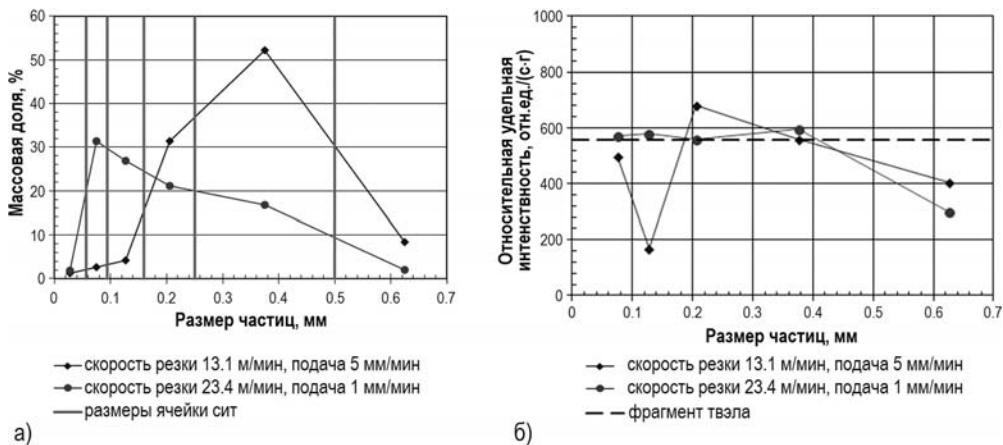


Рис. 1. Гранулометрический состав (а) и результаты гамма-спектрометрического анализа (б) просеянных фракций продуктов резки твэла АМ с топливом (U-9%Mo)+Mg

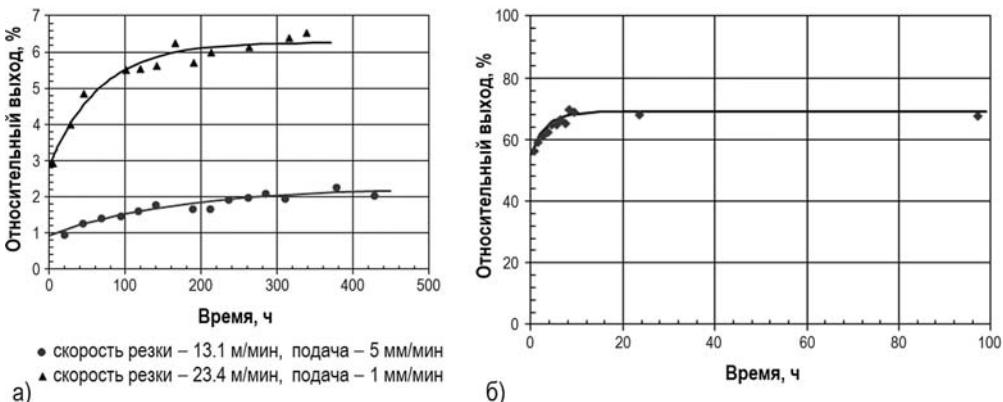


Рис. 2. Кинетика выхода ^{137}Cs из продуктов резки ОЯТ АМ: а) для (U-9% Mo)+Mg; б) для UC+Ca

РАСЧЕТ ПОСТУПЛЕНИЯ ^{137}CS В ВОДУ БАССЕЙНА ОРП

На основании значений скорости коррозии топливных матриц ($v_i^{\text{кор}}$) была получена глубина, на которую прокорродирует после реза один топливный фрагмент каждой ОТВС за один час контакта с водой, отнесенная к полной длине топливной части ОТВС (H). В этом случае произведение полученной величины на абсолютную активность ^{137}Cs в ОТВС (A_i) отражает скорость поступления ^{137}Cs в воду бассейна из одного фрагмента ОТВС. Суммируя указанные скорости поступления ^{137}Cs по всем ОТВС (n), содержащимся в кассете, получали скорость поступления ^{137}Cs в воду из одного топливного фрагмента каждой кассеты:

$$\dot{A}^{\text{кор}} = \frac{\bar{A}_{(2)}}{\bar{A}_{\text{cb}}} \cdot \frac{1}{365 \cdot 24} \cdot \frac{1}{H} \sum_{i=1}^n A_i \cdot v_i^{\text{кор}}, \quad (2)$$

где $\bar{A}_{(2)}$ – среднее значение активности ОТВС АМБ, рассчитанное по эмпирической формуле; \bar{A}_{cb} – среднее значение активности ОТВС АМБ, указанное в сводном реестре активности РАО, образующихся при разделке ОЯТ АМБ.

Результаты выполненных расчетов показывают, что из всего спектра кассет с ОТВС АМБ, с которыми предполагается обращение на ФГУП «ПО «Маяк», максимальное значение скорости поступления активности ^{137}Cs в воду бассейна за счет коррозии топли-

ва, содержащегося в одном фрагменте кассеты, составляет $3,33 \cdot 10^9$ Бк/ч.

Активность ^{137}Cs , содержащаяся в продуктах одного реза (опилках), равна произведению абсолютной активности ^{137}Cs в топливной части кассеты и отношения ширины реза к полной длине топливной части кассеты. Принято, что из продуктов реза по топливу в воду поступает не все содержащееся в них количество ^{137}Cs , а фиксированная доля, соответствующая представленным выше результатам экспериментальных работ:

$$A_{\text{рез}} = \frac{A_{(2)}}{A_{\text{CB}}} \cdot k \cdot \frac{d}{H} \cdot \sum_{i=1}^n A_i , \quad (3)$$

где d – ширина реза (2,5 мм); k – доля активности, переходящей в воду из продуктов резки.

По результатам проведенных расчетов установлено, что максимальная активность ^{137}Cs , поступающая в воду бассейна из продуктов резки, составляет $4,3 \cdot 10^{11}$ Бк (на один рез).

РАСЧЕТ ИЗМЕНЕНИЯ ОБЪЕМНОЙ АКТИВНОСТИ ВОДЫ БАССЕЙНА В ПРОЦЕССЕ РАЗДЕЛКИ КАССЕТЫ

Расчет динамики изменения объемной активности радионуклидов в воде бассейна в процессе разделки кассет проводился в предположении мгновенного поступления в воду активности из продуктов резки в начале каждого реза по топливной части ОТВС АМБ и равномерного (с постоянной скоростью) поступления активности за счет коррозии топливных фрагментов, пропорционального продолжительности нахождения каждого фрагмента в воде.

При постоянной скорости поступления радионуклидов в воду бассейна и работающей системе СВО динамику изменения активности ^{137}Cs (как и других радионуклидов) в воде бассейна можно рассчитать по формуле

$$dA = -A \cdot \frac{v(1-k)}{V} \cdot dt + Q \cdot dt , \quad (4)$$

где A – активность ^{137}Cs в воде бассейна, [Бк]; v – расход системы водоочистки, [$\text{м}^3/\text{ч}$]; k – эффективность очистки (отношение ОА радионуклидов после очистки к ОА до очистки); V – объем воды бассейна, [м^3]; Q – скорость поступления активности в воду бассейна, [Бк/ч].

Решение уравнения (4) можно записать в следующем виде:

$$A(t) = C \cdot e^{-\frac{v(1-k)}{V} \cdot t} + \frac{Q \cdot V}{(1-k)v} , \quad (5)$$

$$C = A_0 - \frac{Q \cdot V}{(1-k)v} , \quad (6)$$

где A_0 – активность ^{137}Cs в воде бассейна ОРП в начальный момент времени.

В соответствии с технологией разделки в бассейне выполняются девять резов по топливной части кассет и технологические операции по обращению с фрагментированным ОЯТ. Полное время разделки единичной семнадцатиместной кассеты составляет восемь суток, тридцатипятиместной кассеты – 14,3 суток. Динамика изменения активности ^{137}Cs в воде бассейна ОРП в ходе i -го реза по топливной части и последующей разделки фрагментов кассеты описывается уравнением

$$A_i(t) = \left[A_{i-1} + A_{\text{рез}} - \frac{Q + i \cdot \dot{A}^{\text{коп}}}{\alpha} \right] \cdot e^{-\alpha t} + \frac{Q + i \cdot \dot{A}^{\text{коп}}}{\alpha} , \quad (7)$$

где $\alpha = (1 - k) \cdot v / V$ – коэффициент, характеризующий режим работы СВО.

Результаты расчета зависимости объемной активности воды в процессе разделки реперной семнадцатиместной кассеты с максимальным содержанием ^{137}Cs от производительности системы спецводоочистки представлены на рис. 3.

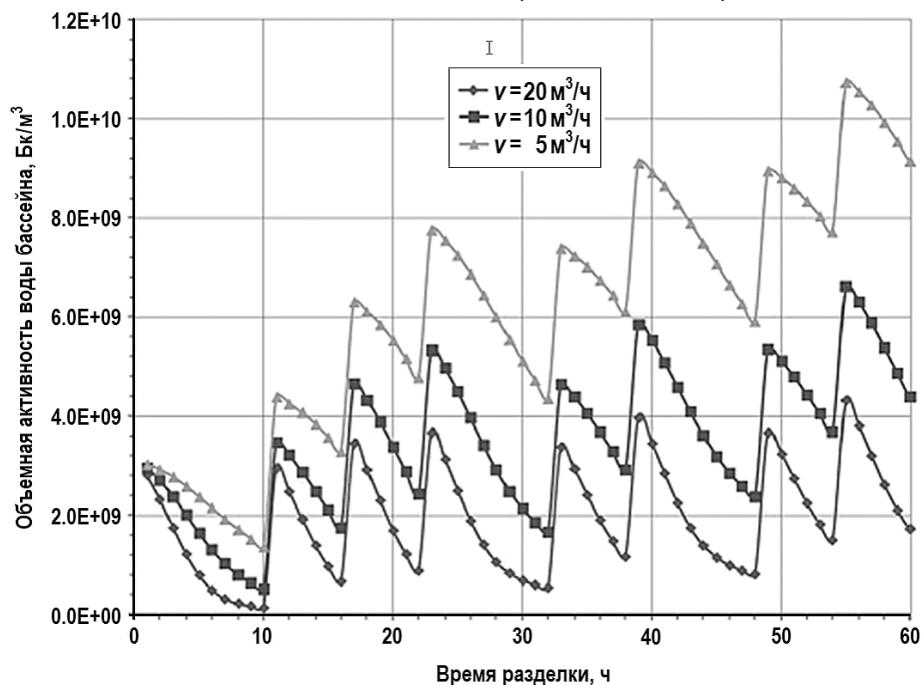


Рис. 3. Объемная активность воды бассейна в процессе разделки семнадцатиместной кассеты для различного расхода (v) системы спецводоочистки (эффективность очистки воды – 0,1)

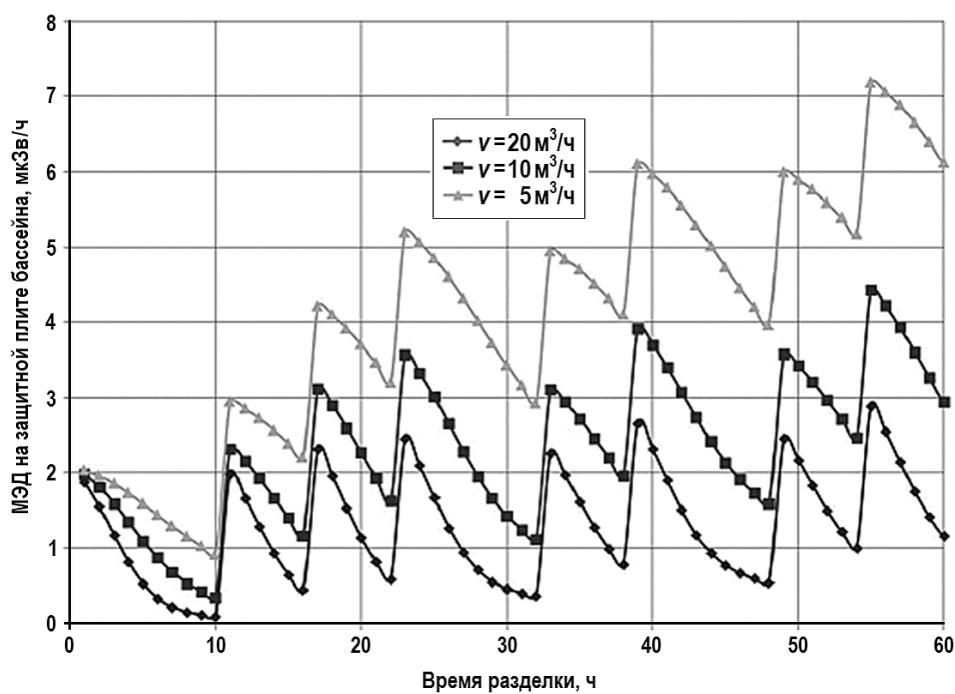


Рис. 4. Результат расчета МЭД на защитной плите в процессе разделки 17-местной кассеты

Умножив полученные значения объемной активности на значение дозового коэффициента K_2 , получим зависимость мощности дозы гамма-излучения на рабочей площадке от производительности системы спецводоочистки (рис. 4).

Полученные значения мощностей доз на защитной плите бассейна были использованы при определении необходимой численности персонала, участвующего в работах по разделке кассет с ОТВС АМБ. Расчеты доз облучения, выполненные с учетом выбранной численности персонала и оценки длительности каждой технологической операции, показали, что при реализации технологии ожидаемые значения годовых доз персонала не превысят 10,2 мЗв, что составляет 51% от основного предела доз для персонала группы А.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам проведенной работы были установлены основные факторы радиационного воздействия на персонал, выполнены экспериментальные исследования по определению количественных характеристик механизмов формирования источников излучения. На основании результатов проведенных исследований был разработан алгоритм, проанализированы изменения параметров радиационной обстановки на рабочих местах персонала и выданы рекомендации по производительности и параметрам очистки сред обеспечивающих систем.

Расчеты доз облучения, выполненные с учетом выбранной численности профессиональных групп и оценки длительности каждой технологической операции, позволили сделать выводы о поддержании индивидуальных доз персонала в пределах основного предела доз для персонала группы А.

Проведенный анализ свидетельствует о соблюдении требований радиационной безопасности при реализации технологии разделки кассет с ОТВС в бассейнах комплекса по обращению с ОЯТ реакторов АМБ на ФГУП «ПО «Маяк».

Литература

1. Кудрявцев Е.Г. Обращение с ОЯТ АМБ / Е.Г. Кудрявцев, В.П. Смирнов В.П // Безопасность окружающей среды. – 2010. – № 1. – С. 66–68.
2. Емельянов И. Я. и др. Конструирование ядерных реакторов. / Под общ. ред. акад. Н.А. Доллежаля. – М: Энергоиздат, 1982.
3. Смирнов В.П. Разработка и совершенствование методов и средств исследований ТВС и твэлов для лицензирования топлива ЯЭУ: автореферат диссертации на соиск. учен. степ. д-ра техн. наук. – Димитровград: ГНЦ РФ-НИИАР, 1995. – 47 с.

Поступила в редакцию 05.08.2013 г.

МЕТОД УЧЕТА НАДЕЖНОСТИ ЧЕЛОВЕКО-МАШИННЫХ КОМПЛЕКСОВ РУ ПРИ ПРИНЯТИИ УПРАВЛЕНЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ И РЕЗУЛЬТАТЫ ЕГО ПРИМЕНЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ БАЛАКОВСКОЙ АЭС

Ю.В. Волков, А.В. Соболев

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ



Предложен метод учета надежности оборудования и персонала при принятии управленаческих решений. Метод основан на сравнительном анализе показателей надежности конкретного объекта исследования со среднеотраслевыми значениями. Представлены результаты использования метода для выбранной в качестве примера Балаковской АЭС.

Ключевые слова: надежность оборудования, надежность персонала, принятие управленаческих решений, опыт эксплуатации, распределение Вейбулла, среднеотраслевые показатели надежности.

Keywords: reliability, human reliability, management decisions, operating experience, Weibull distribution, average reliability of Russian NPP.

Современное общество все больше внимания уделяет проблемам безопасности техногенных систем. Причин этому много и они существенно различаются по своей сути. Проблемы обеспечения технической безопасности прежде всего надо решать в наиболее потенциально опасных производствах и соответствующих им отраслях. «Пиковыми» по опасности последствий от возможных аварий можно назвать химическую промышленность и атомную отрасль [1–3]. Правда, следует отметить, что основные трудности вызывает измерение или расчет критериев безопасности, содержащих в себе случайные величины. Случайные величины содержатся как в «шансах» наступления исходного события, так и в случайных отказах оборудования и его комплексов, сопровождающих это событие.

Зная заранее управляющая компания АЭС Фукусима, что волна цунами зальет дизель-генераторы, она предприняла бы меры по исключению этого события и, как следствие, не было бы аварии. Не откажи задвижка на линии сброса среды в бак-барботер из компенсатора давления на АЭС Три Майл Айленд [4] – может и не было бы таких последствий аварии. Ошибки персонала (отказы персонала) могут быть инициирующими событиями и событиями, сопровождающими аварийную последовательность.

Показатели надежности оборудования и персонала непосредственно формируют показатели безопасности атомных станций (АС). Соответственно, управляя надежностью АС, т.е. разумно ее улучшая, можно осуществить управление безопасно-

© Ю.В. Волков, А.В. Соболев, 2013

стью АС. Здесь приводится пример возможного принятия управлеченческих решений на АС, позволяющих обнаружить «слабые звенья» по критериям надежности.

Суть идеи заключается в сравнении показателей надежности конкретной АС со средними по отрасли [5]. На основании такого сопоставления можно ориентировочно судить о состоянии технического парка и об общем уровне подготовки персонала рассматриваемой площадки. Предлагается для сравнений использовать параметры распределения Вейбулла

$$f(t) = \rho \cdot \alpha \cdot (\rho \cdot t)^{\alpha-1} e^{-(\rho \cdot t)^\alpha}, \quad (1)$$

где α – безразмерный параметр распределения (фактор формы); ρ – параметр распределения размерности t^{-1} .

Это распределение представляется распределением случайной величины (в данном случае – временем до происшествия), появление которой инициируется множеством независимых случайных процессов повреждения объекта. Часто распределение Вейбулла называют «распределением экстремального значения». В теории экстремальных значений [6, 7] оно соответствует переходному распределению, когда отыскивается выборочное среднее случайных величин, а предельным является распределение Гумбеля, когда отыскивается распределение наибольшего «канала» влияния. Распределение Вейбулла использовано авторами в работах [5, 8] для анализа безопасности ряда объектов ядерной энергетики.

Одной из характерных особенностей распределения (1) является его переход в экспоненциальное при $\alpha = 1$. Важно также, что при $\alpha < 1$ оценки вероятностей реализации событий на интервале от 0 до $1/\rho$, полученные по (1), больше, чем для эквивалентного экспоненциального распределения. В предельном случае при $\alpha \rightarrow 0$ плотность распределения вырождается в δ -функцию, расположенную в начале отсчета; соответственно, вероятность события при $t \rightarrow 0$ стремится к единице.

В приложение к рассматриваемой задаче, если $\alpha \rightarrow 0$, то происшествие происходит гарантированно в интервале времени $\Delta t \rightarrow 0$ сразу после начала работы. Именно поэтому, когда для анализируемых отказов параметр α распределения (1) меньше единицы, такие отказы называют «приработочными». Они возникают из-за скрытых дефектов оборудования, ошибок монтажа и ремонта, малой опытности эксплуатационного персонала, и их главная особенность в том, что они проявляются в короткое время после начала работы.

Диаметрально противоположная картина возникает, когда параметр α распределения Вейбулла превышает единицу. Это свидетельствует о длительном периоде накопления дефектов в оборудовании, и такие отказы называют «износными» (стареющими). В предельном случае при $\alpha \rightarrow \infty$ плотность распределения вырождается в δ -функцию при $t = 1/\rho$. Получается, что событие гарантированно происходит при достижении времени $t = 1/\rho$. Интерпретация этого факта в рамках рассматриваемой задачи такова: если $\alpha \gg 1$, то по достижении времени $t = 1/\rho$ происходит отказ объекта.

Данные опыта эксплуатации АС позволяют количественно охарактеризовать их безотказность в рамках конкретной страны. Кроме того, в соответствии с [9] данные по происшествиям на реакторных установках позволяют характеризовать общий уровень производства и общую атмосферу работы. На основании этих данных можно выделить энергоблоки, надежность (а значит, и безопасность) которых ниже средней по стране, и блоки с повышенными показателями надежности. Аналогично, если разделить данные опыта эксплуатации реакторных установок на происшествия, реализовавшиеся из-за отказов оборудования и отказов, связанных с ошибками персонала, то можно выделять энергоблоки с пониженными показателями надежности персонала и низкими показателями надежности технического парка в срав-

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

нении со средними по отрасли. Это позволяет принимать действительно необходимые управленческие решения, направленные на повышение безопасности АС.

Таблица 1

Учетные происшествия на Балаковской АЭС

№	Отказы оборудования		Ошибки персонала		Все типы	
	Дата	Интервал времени, сутки	Дата	Интервал времени, сутки	Дата	Интервал времени, сутки
1	10.10.1996	156	10.06.1997	200	10.10.1996	156
2	18.11.1996	96	30.07.1997	140	18.11.1996	96
3	12.12.1996	600	03.09.1997	8144	12.12.1996	600
4	11.05.1997	268	01.04.2003	2748	11.05.1997	120
5	17.07.1997	48	16.02.2005	1344	10.06.1997	148
6	29.07.1997	8	18.01.2006		17.07.1997	48
7	31.07.1997	4512			29.07.1997	4
8	01.09.2000	120			30.07.1997	4
9	01.10.2000	500			31.07.1997	136
10	03.02.2001	40			03.09.1997	4376
11	13.02.2001	316			01.09.2000	120
12	03.05.2001	2248			01.10.2000	500
13	16.11.2002	812			03.02.2001	40
14	07.06.2003	888			13.02.2001	316
15	15.01.2004	1176			03.05.2001	2248
16	04.11.2004	864			16.11.2002	544
17	08.06.2005	160			01.04.2003	268
18	18.07.2005	764			07.06.2003	888
19	25.01.2006	1476			15.01.2004	1176
20	29.01.2007	380			04.11.2004	416
21	04.05.2007				16.02.2005	448
22					08.06.2005	160
23					18.07.2005	736
24					18.01.2006	28
25					25.01.2006	1476
26					29.01.2007	380

Сравнение величин параметров распределения Вейбулла, характеризующих надежность атомной станции, основано на эвристическом суждении: чем больше величина параметра ρ , тем «хуже» надежность объекта исследования. О параметре α можно сказать, что наиболее желательными являются его значения на интервале от нуля до единицы, когда отказы связаны с «приработкой». Причем, чем ближе параметр $\alpha < 1$ к единице, тем выше надежность изделия, т.к. в этом случае отказы из приработочных переходят в разряд внезапных.

Если же $\alpha > 1$, то отказы вызваны старением и деградацией оборудования, человеко-машинных систем и других комплексов, составляющих объект исследования.

Для демонстрации возможности использования сведений о надежности при принятии управленческих решений был выполнен анализ опыта эксплуатации Балаковской АЭС. В результате этого анализа сформирована выборка, состоящая из 26-ти происшествий за промежуток времени с 1996 по 2007 гг. В таблице 1 представлены даты происшествий и их классификация в зависимости от причин. В качестве причин реализации происшествий рассматривались отказы оборудования и отказы (ошибки) персонала. Такое разделение вполне достоверно демонстрирует возможности предлагаемого метода, и при необходимости может быть расширено. Интервалы времени между происшествиями рассчитаны с учетом одновременной эксплуатации четырех энергоблоков (т.е. календарный интервал времени между соседними происшествиями увеличен в четыре раза).

Расчет оценок параметров α и ρ распределения Вейбулла для происшествий на Балаковской АЭС выполнен методом, основанным на принципе метода моментов и названным «прямым методом» [5]. Результаты расчетов представлены в табл. 2. Сравнение оценок, полученных для Балаковской АЭС (табл. 2), с соответствующими оценками параметров по отрасли (выдержка из табл. 1 работы [5], табл. 3) дает возможность судить о состоянии оборудования и персонала этой АС относительно отрасли в целом.

Таблица 2

Результаты расчетов оценок параметров распределения Вейбулла по происшествиям на Балаковской АЭС

№	Тип происшествия	Число наблюдений, k	Параметры распределения Вейбулла					
			$\rho_{\min} \cdot 10^3$, 1/(p·c)	$\rho \cdot 10^3$, 1/(p·c)	$\rho_{\max} \cdot 10^3$, 1/(p·c)	α_{\min}	α	α_{\max}
1	Все типы	26	1,31	2,2	4,53	0,52	0,66	0,96
2	Технические отказы	21	0,95	1,6	2,9	0,58	0,75	1,13
3	Ошибки персонала	5	0,22	0,46	1,4	0,51	0,76	2,5

Таблица 3

Оценки параметров распределения Вейбулла методом моментов по происшествиям на АС РФ

№	Тип происшествия	Число наблюдений, k	Параметры распределения Вейбулла					
			$\rho_{\min} \cdot 10^3$, 1/(p·c)	$\rho \cdot 10^3$, 1/(p·c)	$\rho_{\max} \cdot 10^3$, 1/(p·c)	α_{\min}	α	α_{\max}
1	Все типы	211	2,10	2,81	3,82	0,501	0,552	0,624
2	Технические отказы	153	1,4	1,951	2,77	0,506	0,566	0,659
3	Ошибки персонала	58	0,411	0,574	0,847	0,603	0,709	0,881

Из сравнения отраслевых показателей с результатами, полученными для Балаковской АЭС, видно, что отраслевое значение фактора формы распределения Вейбулла отличается от соответствующего параметра Балаковской АЭС для происшествий, причинами которых были как ошибки персонала, так и отказы оборудова-

ния ($\alpha_{\text{Бал}} = 0,66 > \alpha_{\text{РФ}} = 0,552$). Кроме того, среднее значение оценки $\alpha_{\text{Бал}}$ превышает правую границу интервала значений $\alpha_{\text{РФ}}$. Сравнение оценок параметра ρ (рис. 1б) показывает, что по этому параметру Балаковская АЭС также более благополучна, чем отрасль в целом. Это говорит о том, что вероятность неплановых остановов на этой АС ниже, чем средняя по российским АС.

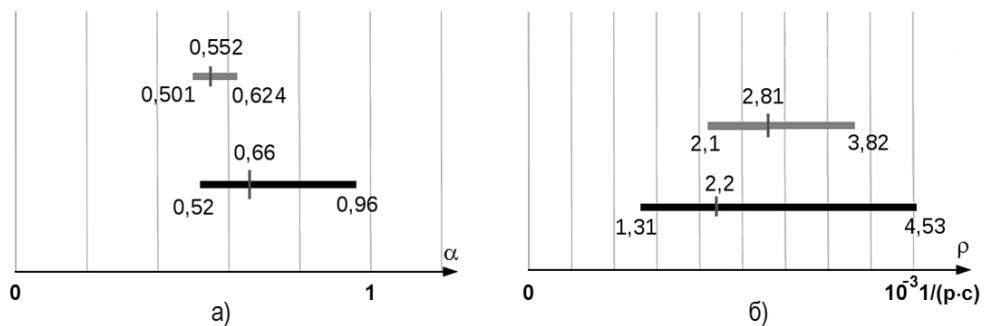


Рис. 1. Интервалы оценок параметров распределения Вейбулла для происшествий всех типов: верхний отрезок – отраслевые значения; нижний – оценки для Балаковской АЭС

Отдельно следует обратить внимание на то, что больший разброс в оценках параметров распределения Вейбулла для Балаковской АЭС относительно отраслевых оценок связан с меньшей статистикой происшествий на выбранной для примера площадке.

Из рисунка 1 видно, что хотя оценки параметров распределения Вейбулла для Балаковской АЭС имеют больший разброс в сравнении с отраслевыми оценками, средние значения для этой станции укладываются в интервалы значений оценок параметров α и ρ для отрасли.

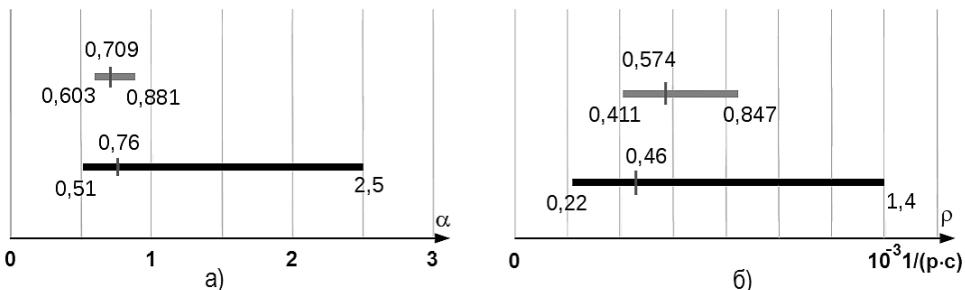


Рис. 2. Интервалы оценок параметров распределения Вейбулла для происшествий из-за ошибок персонала: верхний отрезок – отраслевые значения; нижний – оценки для Балаковской АЭС

Выделить доминирующие причины происшествий на Балаковской АЭС можно с помощью сравнительного анализа оценок параметров распределения Вейбулла. Сравнение фактора формы распределения Вейбулла для происшествий, возникших из-за ошибок персонала на рассматриваемой площадке, с данными табл. 3 показывает, что его величина превышает отраслевое значение ($\alpha_{\text{Бал}} = 0,76 > \alpha_{\text{РФ}} = 0,709$) и лежит внутри интервала значений $\alpha_{\text{РФ}} [0,603; 0,881]$ (рис. 2а). Кроме того, из рис. 2б видно, что оценки среднего значения параметра меньше, чем в среднем по отрасли. Это свидетельствует о более высокой (в среднем) надежности персонала Балаковской АЭС в сравнении с отраслью.

Аналогично можно соотнести происшествия из-за технических отказов оборудования (рис. 3). В результате приходим к выводу, что технический парк рассматриваемой атомной станции находится в более благополучном состоянии, чем в целом по отрасли.

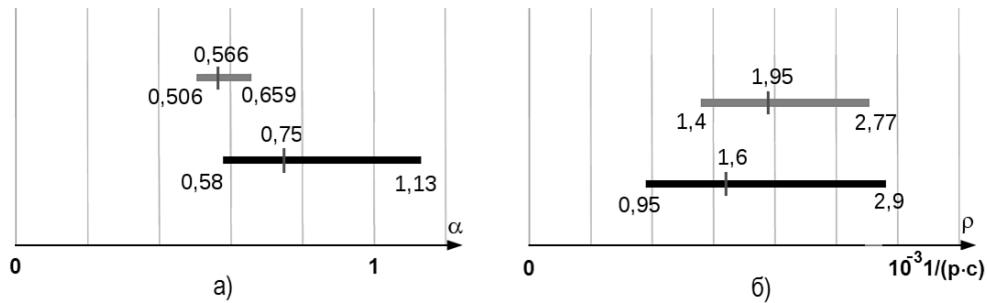


Рис. 3. Интервалы оценок параметров распределения Вейбулла для происшествий из-за отказов оборудования: верхний отрезок – отраслевые значения; нижний – оценки для Балаковской АЭС

Представленный пример может быть использован для получения вспомогательной информации, позволяющей сформировать адекватную картину текущего состояния как единичных энергоблоков, так и их комплексов, объединенных по разным критериям (например, расположение на одной площадке, тип реактора и т.д.). Предложенная методика может помочь при принятии технических и организационных решений по управлению надежностью и безопасностью ядерных энергоблоков, опираясь на использованные здесь количественные критерии надежности оборудования и персонала.

Так получилось, что взятая для примера Балаковская АЭС оказалась более благополучной по предложенным показателям в сравнении со средними показателями по отрасли. Значит, есть АС, у которых эти же показатели хуже, чем средние по отрасли. Авторы имеют возможность провести такой анализ для любой отечественной АС и готовы к сотрудничеству с соответствующими организациями и предприятиями.

Литература

1. Острийковский В.А. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ. / В.А. Острийковский, Ю.В.Швыряев –М.: Физматлит, 2008. –352 с.
2. Энциклопедия по нарушениям в работе АС. / Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, Ю.В. Андреева и др./ Под ред. И.В. Зонова, В.В. Сайтиева, В.Н. Абрамовой. –М.: ООО «НИПКЦ Восход-А», 2009. –436 с.
3. Швыряев Ю.В. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения. / Ю.В. Швыряев, А.Ф. Барсуков, А.А. Деревянкин и др. – М.: ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1992. – 265 с.
4. Волков Ю.В. Надежность и безопасность ЯЭУ. / Ю.В. Волков. Учеб. пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1997. – 102 с.
5. Волков Ю.В. Разработка методов и оценка показателей надежности персонала по статистике инцидентов на АЭС РФ / Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, А.Н. Шкаровский // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2008. –№ 4. –С. 15–24.
6. Соболевский А.Н. Теория вероятностей и основы математической статистики для физиков. /А.Н. Соболевский. Учеб. пособие. – М.: Физический факультет МГУ им. М. В. Ломоносова, 2007. – 46 с.
7. Джонсон Н.Л. Одномерные непрерывные распределения. / Н.Л. Джонсон, С. Коц, Н. Балакришнан. Пер. с англ. О.И. Волковой [идр.]. – М.: БИНOM, Лаборатория знаний, 2010. –Ч.2 – 600 с.
8. Волков Ю.В. Результаты разработки методов экспертного опроса и оценки с их помощью показателей надежности персонала энергоблока АС при действиях в переходных и аварийных режимах/ Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев и др.// Известия вузов. Ядерная энергетика. –2009. –№ 1. –С. 116–124.
9. Справочник по надежности/ под ред. Б.Е. Бердичевского в 3-хт. –М.: Мир, 1970. –Т.2 –304 с.

Поступила в редакцию 27.08.2013 г.

К 100-ЛЕТИЮ АТОМА БОРА

В.В. Харитонов

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Планетарная модель атома впервые родилась у нас, в России, в работах Б.Н. Чичерина (1828–1904 гг.), опубликованных в 1888–1889 гг. в «Журнале Русского физико-химического общества». Изучение таблицы Д.И. Менделеева и анализ изменения плотности химических элементов в ней привели Б.Н. Чичерина к заключению, что «все различие атомов зависит от количества и распределения содержания в них материи...», в атоме «...центральные элементы электроположительны, а периферические – электроотрицательны...», т.е. «...атом, с своим центральным ядром и вращающимися около него телами, представляет аналогию с солнечной системой».

Ключевые слова: 100-летие атома Бора, таблица Д.И. Менделеева, планетарная модель атома Б.Н. Чичерина.

Key words: 100 years of Bohr atom, Mendeleev table, planetary atom model of B.N. Chicherin.

В июле 2013 г. исполнилось 100 лет со времени опубликования знаменитой статьи 27-летнего приват-доцента Копенгагенского университета (Дания) Нильса Бора «О строении атомов и молекул» [1]. Как отмечено в [2], с этой работы Н. Бора началась история квантовой механики, и обрела физический смысл модель атома с массивным заряженным ядром, которую двумя годами ранее предложил Эрнест Резерфорд [3]. В связи с этими исключительно важными событиями в истории физики хочется напомнить читателям о том, что «атомы родились у нас дома – в России» за четверть века до выдающихся экспериментов Э. Резерфорда и революционной теории Н. Бора.

В 50-х гг. XX в. Лаура Ферми – жена знаменитого итальянского физика Энрико Ферми, построившего в 1942 г. в Чикаго первый в мире исследовательский ядерный реактор, – опубликовала книгу «Атомы у нас дома». Эта книга мне вспомнилась, когда я узнал, что планетарная модель атома впервые родилась у нас – в России – в 1888 г., за 25 лет до теории атома Нильса Бора. Автор планетарной модели атома – Борис Николаевич Чичерин (1828–1904 гг.) – дядя (брать отца) Георгия Васильевича Чичерина (1872–1936 гг.), известного советского дипломата, возглавлявшего Наркомат иностранных дел молодой Советской России.

Возможно, многим эта история известна, но я не помню, чтобы нам в студенческие годы кто-нибудь из физиков МИФИ об этом говорил. Поэтому мне захотелось поделиться очень интересной, на мой взгляд, историей этого открытия.

Для меня все началось в 2008 г. в результате разговора с С.Ю. Глазьевым, заведовавшим кафедрой экономической динамики МИФИ с 1999 г. К нему обратился из Минска В.М. Пешков с письмом, в котором требовал «расследовать и

© В.В.Харитонов, 2013

восстановить историческую справедливость и прекратить замалчивание и скрытие замечательного научного открытия Б.Н. Чичерина о планетарной модели атома, на четверть века опередившего европейскую науку». Сергей Юрьевич попросил меня разобраться с этой историей. В.М. Пешков указал в своем письме ссылку на труды Б.Н. Чичерина в «Журнале Русского физико-химического общества» за 1888 г. Я обратился к директору библиотеки МИФИ с просьбой разыскать этот журнал. Вскоре сотрудники нашей библиотеки после почти детективного расследования обнаружили, что «Журнал Русского физико-химического общества» за эти годы есть только в библиотеке химического факультета МГУ им. М.В. Ломоносова, причем третий и седьмой выпуски за 1888 г., где изложены первые три главы трудов Б.Н. Чичерина, отсутствуют. В итоге мне довелось ознакомиться с огромным томом этого журнала за 1889 г., в котором опубликованы заключительные главы (на 158 страницах) труда Б.Н. Чичерина. Но именно в первых главах изложены основополагающие результаты. «Во второй главе мы заметили, что атом, с своим центральным ядром и врачающимися около него телами, представляет аналогию с солнечной системой» (глава IV, с. 170).

Должен признаться, читать эту работу, не имея первых глав, архисложно. Но логика автора и тщательность математических доказательств потрясают! Ведь в то время еще ничего не было известно ни об электроне, ни о протоне (окончательно открыты Дж. Дж. Томсоном в Кембридже в 1897 и в 1906 гг. соответственно), ни о нейтроне (открыт Д. Чедвиком в 1932 г.). Далее очень кратко излагаю суть доказательств Б.Н. Чичерина, основанных на логическом и численном анализе экспериментальных данных о плотности веществ и их химических свойствах.

К ноябрю 1870 г. в работе «Естественная система элементов и применение ее к указанию свойств не открытых элементов» Д.И. Менделеев создал фактически современный вариант периодической системы известных тогда 64 элементов, основанной на их атомном весе и химическом сходстве. Изучение таблицы Менделеева и сопоставление положения элементов в таблице с их массовой плотностью привело Чичерина к заключению, что «все различие атомов зависит от количества и **распределения** содержания в них материи... Исходною точкою исследования служит тот очевидный факт, что в каждом из рядов... периодической системы... с увеличением веса и объема, увеличивается и плотность, то есть, уменьшается объем каждой входящей в состав атома единицы материи... Увеличение объема в более тяжелых элементах ... показывает, что масса атома не сплошная, и что окружность [оболочка – В.Х.] его должна отделяться от центра» (глава VII, с. 232–233). Слово «окружность» означает, видимо, современное слово «оболочка». В другом месте он пишет: «...находящаяся на окружности масса не сливаются с центральным ядром, а отстоит от него на некотором расстоянии... Чем больше центральное ядро, тем больше частицы будут притягиваться к центру, и тем более, вследствие сближения, будет уменьшаться объем каждой единицы, то есть тем больше произойдет уплотнение. Наоборот, чем больше масса окружности, тем больше частицы будут оттягиваться от центра и тем более они будут расходиться, то есть тем большее произойдет разрежение». Рассчитывая «потерю объема» атомов [«дефект объема» – В.Х.], он приходит к выводу: «Атом слагается из четырех составных частей: 1) из центрального ядра; 2) из окружности [оболочки – В.Х.]; 3) из расстояния между ними, которым определяется его объем; 4) наконец, из позднее вставляющегося в это промежуточное пространство нейтрального пояса. Основными

ИСТОРИЯ НАУКИ

факторами, без которых нет атома, являются здесь ядро и окружность; расстояние между ними представляет формальное их отношение; нейтральный же пояс образуется вследствие их взаимодействия» (глава IV, с. 164). Анализируя изменение плотности химических элементов в периодической таблице и их химические свойства, Чичерин приходит к заключению, что в атоме «...центральные элементы электроположительны, а периферические электроотрицательны...». В итоге он делает обобщение: «Итак, мы в построении солнечной системы находим полную аналогию с системою химических элементов. ...Атом есть микрокосм, вселенная в малом виде».



Портрет Б.Н. Чичерина работы художника В.О. Шервуда

Характеризуя метод своего исследования, Б.Н. Чичерин пишет: «И эта стройность принадлежит ей [модели] не в силу какого-либо теоретического или искусственного построения. Беспристрастный читатель мог убедиться, что в предыдущем исследовании мы не отправлялись от каких либо предвзятых мыслей и еще менее от каких-либо метафизических начал. Мы даже не строили никакой гипотезы; стараясь раскрыть между опытными данными математические отношения, мы просто ставили вопросы, и вычисления давали нам ответы на эти вопросы» (глава IV, с. 163). Логика, по мнению Чичерина, есть «первая и основная наука, дающая закон всем остальным».

Не забывая о «плечах гигантов», Чичерин завершает предпоследнюю главу такими словами: «нельзя лучше окончить эту главу как словами Менделеева: "В самом атомном учении стала утверждаться все с большею и большею силою та обобщающая мысль, по которой мир атомов устроен так же, как мир небесных светил, с своими солнцами, планетами и спутниками, одушевленными всегдашнею живою силою движения, образующими частицы, как небесные тела образуют системы,

подобные солнечной, и неделимыми лишь относительно, как неделимы планеты солнечной системы, и устойчивыми и прочными, как прочна система мира". В этих словах Менделеева очевидно влияние работы Чичерина.

В заключение несколько слов о самом авторе открытия планетарной модели атома. Б.Н. Чичерин вошел в историю как юрист, историк, философ, социолог, правовед, т.е. ученый-энциклопедист; как почетный член Петербургской академии наук, глава Московского кружка западников, основоположник государственной школы в русской историографии, сторонник конституционной монархии, автор трудов по истории государства и права, политических учений, представляющих собой образец научной и общественной мысли. Б.Н. Чичерин является первым отечественным ученым, разработавшим основные начала политологии, т.е. политики как науки. Он определяет ее как «науку о способах достижения государственных целей», обосновывает решающую роль государства в русской истории.

Это его философ Вл. Соловьев назвал наиболее образованным человеком не только среди русских, но, может быть, и среди многих европейцев. Другой не менее известный философ Н.А. Бердяев писал: «Справедливость требует признать Чичерина одним из самых сильных русских умов. Его знания и сфера интересов были необыкновенно обширны. Но никому он не пришелся по вкусу».

Родился Б.Н. Чичерин в знатной дворянской семье 26 мая (7 июня) 1828 г. в селе Карапул Кирсановского уезда Тамбовской губернии – родовом имении отца. Учился в Московском университете. Был профессором права Московского университета в 1861–1868 гг. Либеральные убеждения Б.Н. Чичерина стали причиной его отставки в 1868 г. (вместе с несколькими другими профессорами). При Александре II был воспитателем наследника престола (цесаревича Николая). Был московским городским головой в 1882–1883 гг. По выходе в отставку жил в своем имении и принимал деятельное и плодотворное участие в работах тамбовского земства. Здесь он вновь занялся научной деятельностью, изучал математику и естествознание, написал ряд работ по философии, а также по химии и биологии, которые дали основание Д. И. Менделееву рекомендовать Б.Н. Чичерина к избранию почетным членом Русского физико-химического общества. Разработанная им планетарная модель атома была одобрена Д.И. Менделеевым.

Умер Чичерин 3 (17) февраля 1904 г. в Москве и был похоронен в своем тамбовском имении. В 1911 г. была издана книга Б.Н. Чичерина (посмертно) «Система химических элементов». В Институте философии РАН 9 июня 2008 г. состоялась научная сессия в честь 180-летия философа и правоведа Бориса Чичерина. Не знаю, упоминалось ли на этой сессии открытие Б.Н. Чичерином планетарной модели атома, благодаря которому мы можем сказать «Атомы родились у нас дома в России». В год 100-летия атома Н. Бора и бурно начавшейся реорганизации РАН об этом не лишне вспомнить.

Литература

1. Bohr N. On the Constitution of Atoms and Molecules. - Philosophical Magazine. 1913. V. 26. P. 1-25.
2. Левин А. Атому Бора сто лет. <http://elementy.ru/news/432025>
3. Rutherford E. The Scattering of α and β Particles by Matter and the Structure of the Atom. Philosophical Magazine. Series 6, vol. 21. May 1911. P. 669-688.
4. Чичерин Б.Н. Система химических элементов. // Журнал Русского физико-химического общества. Вып. 1-2, СПб., 1888-1889.

Поступила 16.07.2013

ПОВЕДЕНИЕ СПЛАВА Э125 ПРИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМ ОКИСЛЕНИИ

В.Г. Асмолов*, В.П. Смирнов, А.Ю. Лещенко**, И.В. Кузьмин**,
А.С. Покровский***, Г.П. Кобылянский***, Д.В. Харьков*****

* ОАО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва

** ООО НПФ «Сосны», г. Димитровград

*** ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Представлены методы и результаты исследования окисления необлученного сплава Э125 при температурах 700–1100°C в пароаргоновой среде. Проведен сравнительный анализ с данными по коррозионному поведению сплава Э110 и зарубежных сплавов состава Zr-2,5%Nb. Обнаружены существенные различия в кинетике окисления сплавов Э125 и Э110 при температурах 900–1000°C.

Ключевые слова: сплав Э125, высокотемпературное окисление, содержание водорода, оксидная пленка.

Key words: E125 alloy, high temperature oxidation, hydrogen content, oxide film.

ВВЕДЕНИЕ

Сплав Э125 широко используется в ядерной энергетике. К наиболее известному его применению относятся технологические каналы и каналы СУЗ реактора РБМК и чехлы для ТВС реакторов ВВЭР. При таком значительном использовании сплава данных по его свойствам в условиях аварийного перегрева явно недостаточно.

Специалистами ОАО «Концерн Росэнергоатом», ОАО «ГНЦ НИИАР» и ООО НПФ «Сосны» проведены работы по исследованию высокотемпературного окисления необлученного сплава Э125 и сравнительный анализ с литературными данными по коррозионному поведению сплава Э110 и зарубежных сплавов состава Zr-2,5%Nb.

В статье представлены метод проведения исследований, экспериментальные зависимости удельного привеса образцов содержания водорода в образцах от времени, а также результаты исследований микроструктуры образцов.

ОБЪЕКТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Объектом исследований являлся сплав сплава Э125 в форме образцов, изготовленных из трубы канала СУЗ РБМК производства ОАО «ЧМЗ» (г. Глазов) в состоянии поставки. Из трубы с наружным диаметром $88_{-0,1}^{+0,7}$ мм и толщиной стенки $3,0 \pm 0,3$ мм вырезаны образцы шириной 13 мм и длиной 35 мм. Для методических экспериментов использовались образцы сплава Э110. Образцы представляли собой отрезки оболочки твэла

© В.Г. Асмолов, В.П. Смирнов, А.Ю. Лещенко, И.В. Кузьмин, А.С. Покровский,
Г.П. Кобылянский, Д.В. Харьков, 2013

реактора ВВЭР-1000 в состоянии поставки с наружным диаметром $9,15 \pm 0,05$ мм и толщиной стенки $0,69^{+0,07}_{-0,06}$ мм. Длина образцов составляла 20 мм.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА И МЕТОД ПРОВЕДЕНИЯ ИСПЫТАНИЙ

Для проведения коррозионных испытаний образцов материалов в пароаргоновой среде при температуре до 1100°C создана установка высокотемпературного окисления (рис. 1). Нагрев исследуемого образца до заданной температуры и выдержку в течение необходимого времени в пароаргоновой среде осуществляли с помощью муфельной трубчатой печи. Реакционный объем печи представлял собой керамическую трубку диаметром 22 мм и толщиной стенки 2 мм, размещенную в нагревателе. Для контроля температуры использовали два термоэлектрических преобразователя (ТЭП) типа ХА. Опорный ТЭП постоянно находился вблизи центральной части канала, горячий спай второго ТЭП размещали непосредственно около поверхности образца, расположенного на тигле и перемещаемого вместе со штоком.

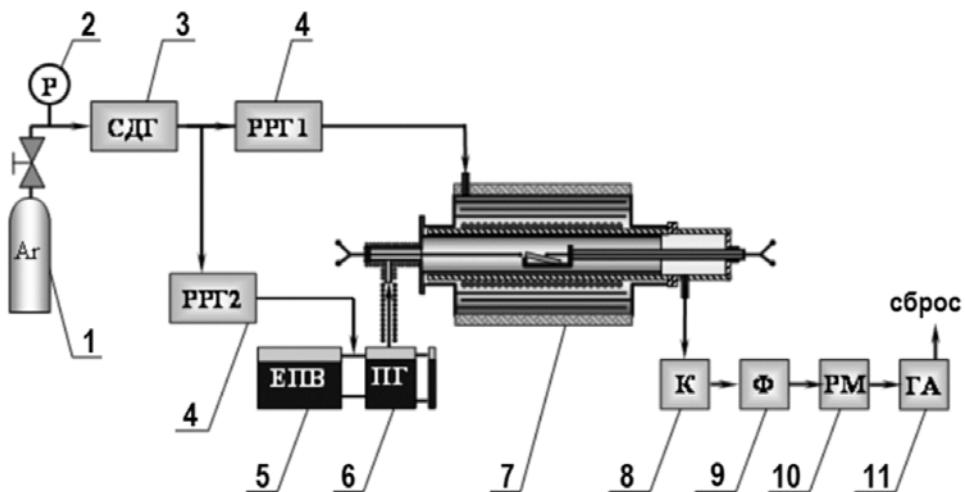


Рис. 1. Схема установки высокотемпературного окисления: 1 – баллон с аргоном; 2 – манометр; 3 – стабилизатор давления газа; 4 – регуляторы расхода газа; 5 – емкость питательной воды; 6 – парогенератор; 7 – печь для окисления образцов; 8 – конденсатор паров воды; 9 – аэрозольный субмикрофильтр; 10 – измеритель массового расхода газа; 11 – газоанализатор

При проведении эксперимента тигель с образцом устанавливали в рабочем канале так, чтобы центр образца находился в положении с нулевым аксиальным градиентом температуры в пароаргоновой среде, при этом перепад температуры по длине образца не превышает 10°C .

Система газоподготовки (рис. 1) предназначена для подачи пароаргоновой среды с заданными параметрами к образцу, осушения парогазовой смеси, выходящей из печи, и определения концентрации водорода в осушеннной газовой смеси. В ходе эксперимента измеряли температуру образца, расход аргона, концентрацию водорода в аргоне в выходной газовой линии. Средний расход пара в течение эксперимента определяли по массе конденсата, собравшегося в приемной емкости конденсатора водяных паров, по окончании эксперимента.

Металлографическое исследование образцов после испытаний проведено для оценки степени и характера окисления наружной поверхности образцов. Исследовалось поперечное сечение в центре образца. Содержание водорода в образцах

после испытаний определяли методом высокотемпературной экстракции в токе инертного газа на установке газового анализа [1].

Для учета неизотермического окисления образцов при их нагреве и охлаждении, а также отклонений температуры от заданной в течение изотермической выдержки образца в пароаргоновой среде для каждого эксперимента определяли эквивалентное время окисления, которое рассчитывали по соотношению, полученному из закона Аррениуса для скорости реакции [2]:

$$t = \tau \cdot \frac{\sum_i \exp(-Q/(R \cdot T_i))}{\exp(-Q/(R \cdot T))} , \quad (1)$$

где Q – энергия активации реакции окисления, кДж/моль; R – универсальная газовая постоянная, 8,31 кДж/(моль·К); T – температура изотермического режима эксперимента, К; T_i – средняя температура на i -том шаге измерения, К; τ – шаг измерения, с.

Энергия активации окисления цирконий-ниобиевого сплава Э125 принималась равной 86,5 кДж/моль – такой же, как для сплава Э110 [1].

РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ УДЕЛЬНОГО ПРИВЕСА ИСПЫТАННЫХ ОБРАЗЦОВ

С образцами сплава Э125 проведена серия экспериментов по окислению в пароаргоновой среде при температурах 700, 800, 900, 1000 и 1100°C. Для возможности проведения дальнейшего сравнительного анализа поведения разных сплавов при высокотемпературном окислении проведены методические эксперименты с образцами необлученных оболочек твэлов ВВЭР-1000 из сплава Э110.

На рисунке 2 приведены зависимости удельного привеса окисленных фрагментов РК СУЗ РБМК-1000 из сплава Э125. Там же для сравнения приведены опубликованные данные по кинетикам окисления зарубежного сплава Zr-2,5%Nb и сплава Э110.

При температуре 700°C кинетика окисления сплава Э125 (рис. 2а) имеет параболический характер (коэффициент степенной аппроксимации близок к 0,5) и в области малых времен выдержки хорошо совпадает с приведенными в работе [3] экспериментальными данными по окислению фрагментов необлученных оболочек твэлов реактора ВВЭР-1000 из сплава Э110.

В работе [3] приведена консервативная кинетика окисления сплава Э110, описываемая параболическим законом. В температурном диапазоне от 700 до 850°C параболический закон, описывающий начальный этап кинетики окисления, меняется на линейный закон. Как показано на рис. 2а, полученные данные по привесу образцов сплава Э125 при температуре изотермической выдержки 700°C лежат значительно ниже консервативной зависимости для сплава Э110.

В работе [4] исследовалась кинетика окисления в паре при температуре 700°C фрагментов напорных труб реактора CANDU, изготовленных из зарубежного сплава Zr2,5%Nb. Нужно отметить, что в этих исследованиях перелома в кинетике окисления к линейной зависимости не наблюдалось. Полученные привесы для образцов сплава Э125 РК СУЗ РБМК-1000 находятся немного ниже данных для зарубежного сплава Zr2,5%Nb, но в целом согласуются с ними.

При температуре 800°C кинетика окисления сплава Э125 (рис. 2б) близка к линейной (коэффициент степенной аппроксимации равен 0,8). На рисунке 2б приведены для сравнения консервативная кинетика окисления и экспериментальные данные для сплава Э110 из работы [3], а также кинетика окисления сплава Э110 из работы [5].

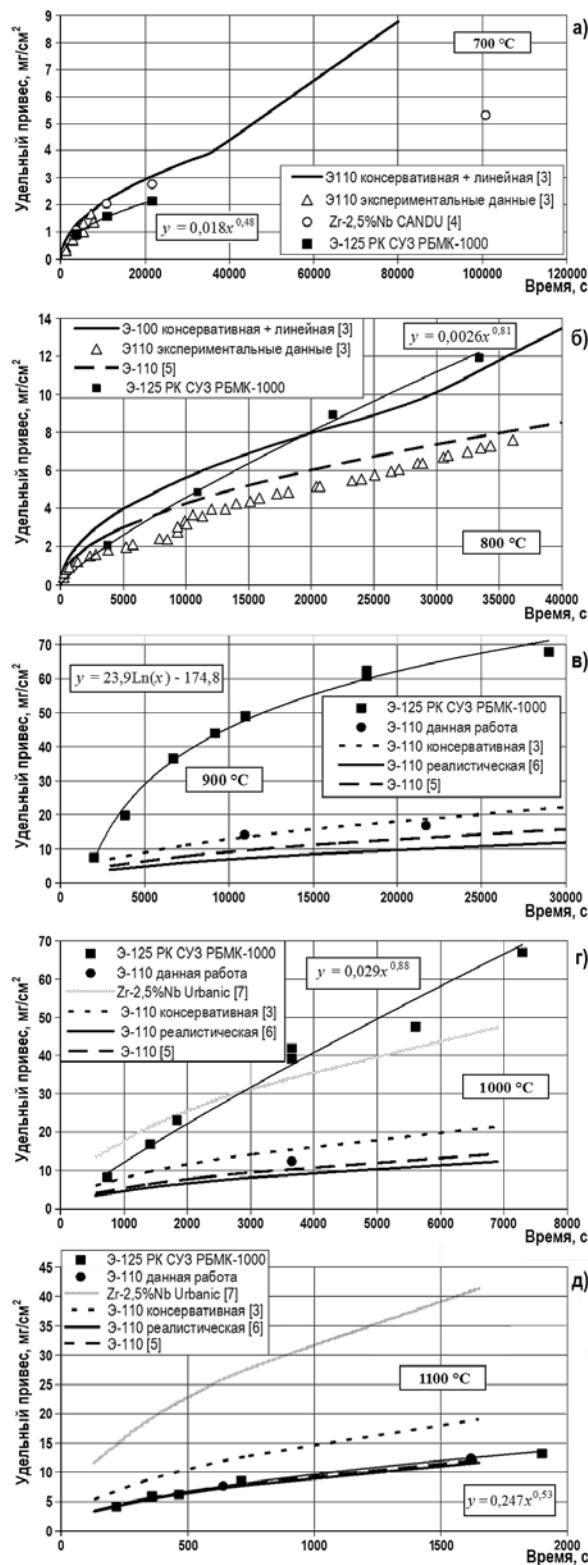


Рис. 2. Зависимость удельного привеса образцов от эквивалентного времени окисления при температуре изотермической выдержки 700°C (а), 800°C (б), 900°C (в), 1000°C (г) и 1100°C (д)

При окислении в течение менее трех часов привесы образцов разных сплавов примерно совпадают, однако при увеличении времени скорость окисления сплава Э125 значительно возрастает. Как будет показано ниже при анализе внешних видов и фотографий микроструктуры образцов из сплава Э-125, это связано с тем, что при большем времени окисления плотная черная оксидная пленка превращается в белую расслаивающуюся.

При температуре 900°C кинетика окисления сплава Э125 (рис. 2в) плохо описывается линейной и степенной зависимостью, но хорошо аппроксимируется логарифмической зависимостью. С увеличением времени окисления скорость реакции падает, однако удельные привесы образцов сплава Э125 в несколько раз выше, чем для сплава Э110. На диаграмму добавлена реалистическая зависимость для сплава Э110 из работы [6].

Для проверки методики проведения экспериментов и подтверждения надежности получаемых результатов было решено провести методические эксперименты с использованием в качестве образцов фрагментов необлученных оболочек тзволов реактора ВВЭР-1000 из сплава Э110. Результаты хорошо совпали с консервативной зависимостью из работы [3] (см. рис. 2в) и подтвердили корректность получаемых результатов. Такая же проверка проведена для испытаний по высокотемпературному окислению при температурах 1000 и 1100°C.

При температуре 1000°C кинетика окисления сплава Э125 (рис. 2в) близка к линейной (коэффициент степенной аппроксимации равен 0,87). На рисунке приведена для сравнения кинетика окисления цилиндрических образцов зарубежного сплава Zr-2,5%Nb из работы [7]. Удельные привесы образцов сплава Э125 оказались в несколько раз выше, чем для сплава Э110, но по порядку величин совпадали с данными для зарубежного сплава Zr-2,5%Nb. Однако кинетика окисления сплава Zr-2,5%Nb подчиняется параболическому закону в отличие от полученной практически линейной кинетики окисления сплава Э125.

Был проведен методический эксперимент с использованием в качестве образца фрагмента необлученной оболочки тзвала реактора ВВЭР-1000 из сплава Э110. Результаты эксперимента хорошо совпали с зависимостью из работы [5] и подтвердили корректность полученных данных.

При температуре 1100°C кинетика окисления сплава Э125 (рис. 2д) имеет параболический характер (коэффициент степенной аппроксимации близок к 0,5) и почти полностью совпадает с кинетикой окисления для сплава Э110, показанной в работах [5, 6]. Необходимо отметить полное несовпадение с кинетикой окисления зарубежного сплава Zr-2,5%Nb из работы [7] – полученные нами данные для сплава Э125 в несколько раз ниже. Существенные расхождения в кинетике окисления цирконий-ниобиевых сплавов одного состава и разной технологии изготовления наблюдались и ранее, например, для сплавов Э110 на основе электролитического и губчатого циркония [8].

Также были проведены два методических эксперимента с использованием в качестве образцов фрагментов необлученной оболочки тзвала реактора ВВЭР-1000 из сплава Э110. Результаты эксперимента полностью совпали с зависимостями из работ [5, 6], кинетикой окисления сплава Э125 и подтвердили корректность полученных данных.

Выявленные различия кинетики окисления сплава Э125 и типов описывающих их зависимостей свидетельствуют о принципиальных различиях в механизмах, контролирующих скорость окисления, при разных температурах. Этот вывод подтверждается и результатами металлографических исследований.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ МИКРОСТРУКТУРЫ ОБРАЗЦОВ

Результаты металлографических исследований показали, что оксидная пленка на поверхности образцов, испытанных при температуре 700 °C, является плотной (рис. 3а), а внешний вид образцов после испытаний свидетельствует об отсутствии расслоений.

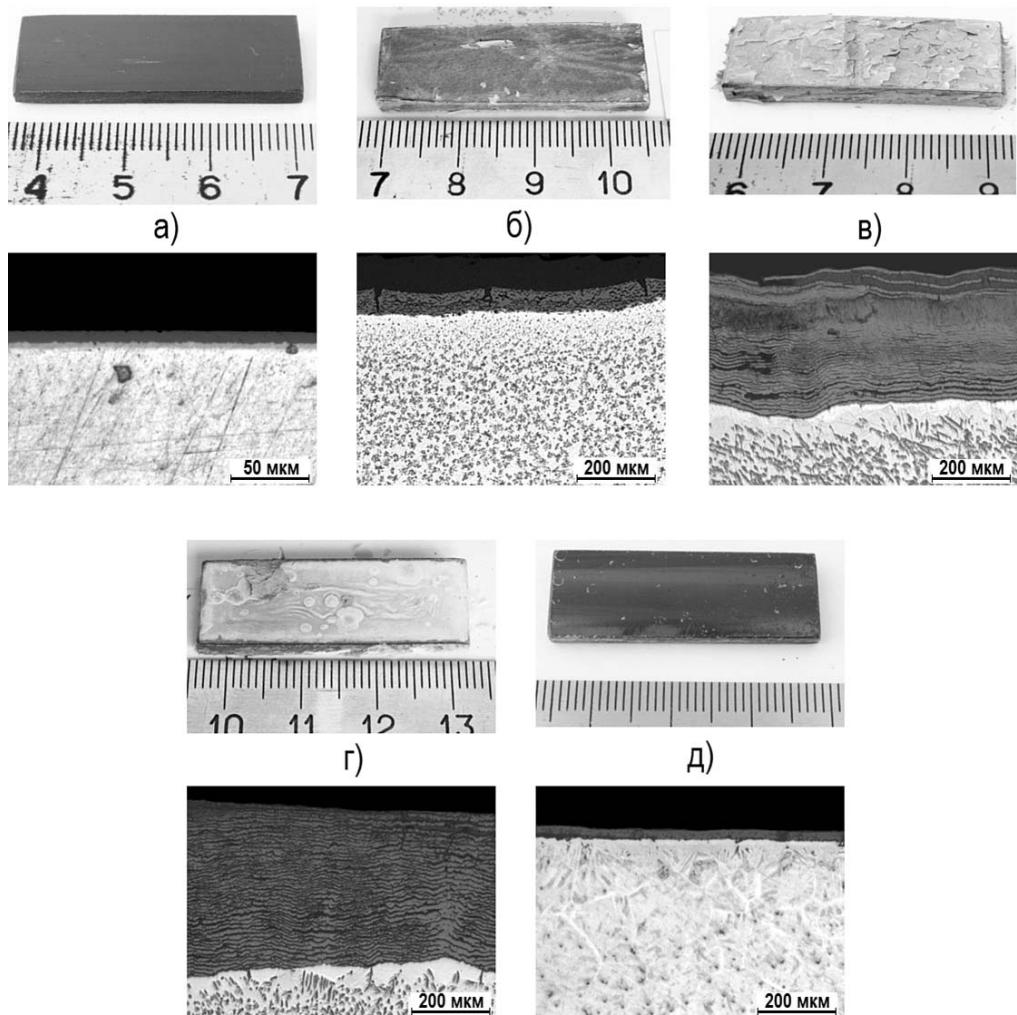


Рис. 3. Внешний вид и микроструктура образцов после испытаний 700 °C, 3 ч (а); 800 °C, 9 ч 15 мин (б); 900 °C, 2 ч 30 мин (в); 1000 °C, 2 ч (г); 1100 °C, 7 мин 30 с (д)

При увеличении времени окисления образцов при температуре 800 °C плотная черная оксидная пленка превращается в белую расслаивающуюся (рис. 3б). В текстуре слоев оксида наблюдаются мелкие вытянутые вдоль поверхности образца поры, оксидная пленка прерывается крупными трещинами, перпендикулярными к поверхности образца. В толще металла наблюдаются гидриды в виде пластинок, расположенных преимущественно параллельно поверхности образца. Увеличения зерна в основном металле не наблюдается.

Внешний вид и фотографии микроструктуры образцов после испытаний при 900 и 1000 °C (рис. 3в, г) показывают расслоение рыхлой розовато-белой оксидной пленки на множество очень тонких слоев при общей большой толщине оксида циркония. После испытаний при 1000 и 1100 °C наблюдается увеличение зерна в основном металле.

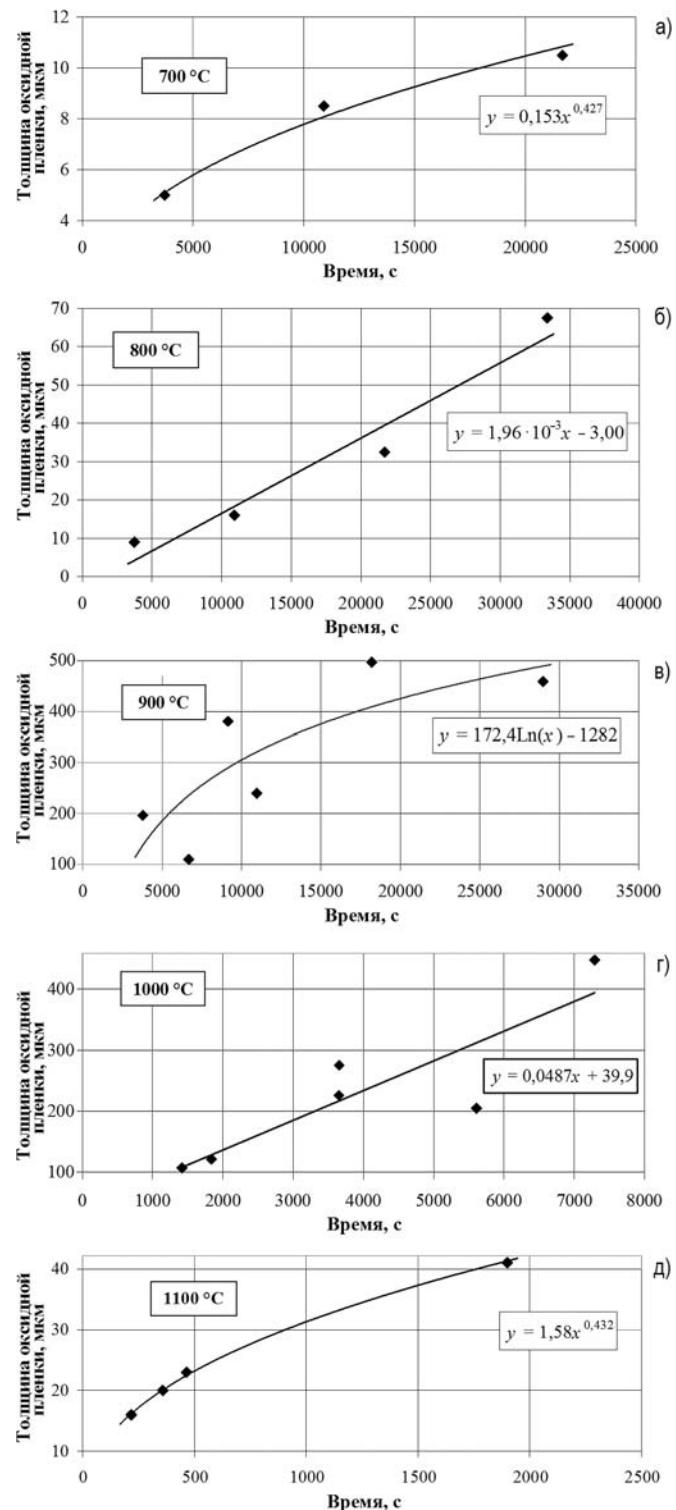


Рис. 4. Зависимость средней толщины оксидной пленки от эквивалентного времени окисления при температуре 700°C (а), 800°C (б), 900°C (в), 1000°C (г) и 1100°C (д)

Образцы, испытанные при температуре 1100°C (рис. 3д), при малых вре-

менах окисления имеют черный цвет, при увеличении времени окисления появляются локальные отслоения белого цвета. На фотографиях микроструктуры образцов после испытаний наблюдается плотная оксидная пленка на поверхности образцов.

Окисление образцов сплава Э125 при температурах 900 и 1000°C сопровождается образованием рыхлых отслаивающихся многослойных оксидных пленок. Защитные свойства таких пленок по отношению к окислительной среде практически не возрастают по мере увеличения длительности окисления и толщины оксида. Этим объясняется повышенная скорость окисления сплава Э125 при данных температурах.

На рисунке 4 приведены зависимости толщины оксидной пленки от эквивалентного времени окисления для температуры в диапазоне 700–1100°C. Рост толщины пленки от времени окисления подчиняется тем же закономерностям, что и удельный привес образцов: для температуры 700 и 1100°C подчиняется параболическому закону, для 800 и 1000°C наилучшим образом аппроксимируется линейным приближением, а при 900°C – логарифмической зависимостью от времени.

Большой разброс точек в диапазоне температуры 800–1000°C объясняется значительной неравномерностью толщины оксида циркония на поверхности образцов и изменением плотности оксида из-за неравномерной структуры его слоев вдоль поверхности образцов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ВОДОРОДА В ОБРАЗЦАХ

В ходе большинства экспериментов на каждом шаге квантования измерялись концентрация водорода и расход газа в выходной линии установки. По результатам изменений определяли количество водорода, выделившегося в газовую среду, численно интегрируя по времени произведение расхода газовой смеси и концентрации водорода в ней.

Оценка количества водорода, поглощенного в образце, осуществлялась на основе данных по выходу водорода в газовую среду и привесу образца. Допуская, что весь привес образца определяется кислородом, оценивали массовую долю водорода в образце (в wppm):

$$\omega_{\text{H}_2} = 1000 \cdot (\Delta M_{\text{обр}} / 8 - M_{\text{H}_2}) / M_{\text{обр}}, \quad (2)$$

где $\Delta M_{\text{обр}}$ – привес образца, мг; $M_{\text{обр}}$ – исходная масса образца, г.

Концентрация водорода в зависимости от удельного привеса в образцах сплавов Э125 и Э110, рассчитанная в таком подходе, приведена на рис. 5. Для подтверждения корректности расчетной методики проведены измерения массовой доли водорода в двух окисленных образцах методом термоэкстракции. Результаты свидетельствуют о удовлетворительном совпадении расчетных и экспериментальных данных. В диапазоне концентраций от 500 до 1000 wppm расхождение расчетных и экспериментальных значений концентрации водорода не превысило 30%.

До удельных привесов порядка 15 мг/см² концентрация водорода в окисленном материале возрастает, подчиняется общей закономерности вне зависимости от температуры окисления. Для больших степеней окисления имеются данные только для температур 900 и 1000°C. Концентрация водорода

увеличивается с ростом удельного привеса образцов, выходя на насыщение при привесах более $50 \text{ мг}/\text{см}^2$.

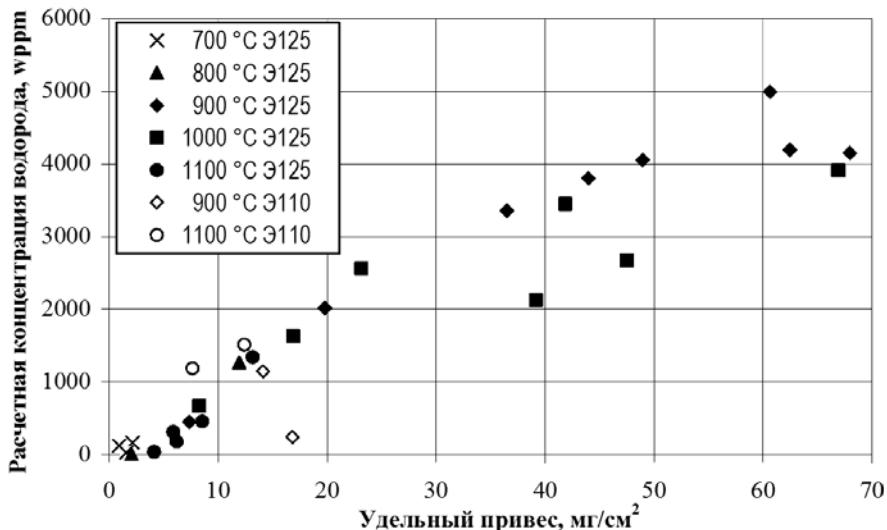


Рис. 5. Зависимость расчетной концентрации водорода в образцах от удельного привеса для разных температурных режимов эксперимента

Полученный результат может быть объяснен тем, что доля водорода, поглощаемого образцом при окислении, зависит только от степени окисления и не зависит от температуры. Для более обоснованного анализа механизма поглощения водорода при окислении сплава Э125 необходимы специализированные исследования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведена серия испытаний на высокотемпературное окисление в паре в диапазоне температур 700 -- 1100°C с шагом 100°C образцов из сплава Э125 в виде фрагментов необлученного канала СУЗ реактора РБМК-1000. Определены зависимости удельного привеса образцов и толщины оксидной пленки от времени окисления, составлен атлас микроструктуры окисленных образцов, определена зависимость содержания водорода в образцах. Установлено, что при температурах 900 и 1000°C скорость окисления сплава Э125 в несколько раз выше скорости окисления сплава Э110, что сопровождается образованием рыхлых многослойных оксидных пленок с низкими защитными свойствами. Полученные данные могут быть использованы при анализе нештатных и аварийных ситуаций, связанных с перегревом изделий из сплава Э125.

Литература

- Шишалова Г.В., Заморский Д.В., Повстянко А.В., Маершина Г.И. Определение содержания водорода в облученных циркониевых сплавах. / Физика и химия обработки материалов. №1, 2009. С.19–22.
- Cathcart, J. V. et al, Zirconium Metal-Water Oxidation Kinetics IV. Reaction Rate Studies, ORNL/NUREG-17, Oak Ridge National Laboratory, 1977.
- Bibilashvili Yu.K., Sokolov N.B., Andreeva-Andrievskaya L.N., Salatov A.V., Morozov A.V., High-temperature Interaction of Fuel Rod Cladding Material (Zr1%Nb alloy) with Oxygen-containing Mediums. // Proceedings of IAEA Technical Committee on Behavior of LWR Core Materials under Accident Conditions, held in Dimitrovgrad, Russia, 9–13 October 1995. IAEA TECDOC 921, Vienna, 1996, pp. 117–128.

4. *Maria Mihalache, Vasile Radu, Dumitru Ohai, Margarit Pavelescu.* Study on the microstructural changes in Zr-2.5Nb due to the LOCA thermal transients. University POLITEHNICA of Bucharest Scientific Bulletin, Series B, Vol. 72, Iss. 4, 2010, pp. 185–196.
5. *Yegorova L., Lioutov K., Jouravkova N., Konobeev A., Smirnov V., Chesanov V., Goryachev A.* Experimental study of embrittlement of Zr-1%Nb VVER cladding under LOCA-relevant conditions. NUREG/IA-0211, IRSN 2005-194, NSI RRC KI 3188, March 2005.
6. *Bibilashvili Yu.K., Sokolov N.B., Salatov A.V., Andreyeva-Andrievskaya L.N., Nechaeva O.A., Vlasov F.Yu.* RAPTA-5 code: modelling behaviour of VVER-type fuel rods in design basis accidents verification calculations. Proceedings of IAEA Technical Committee on Behaviour of LWR Core Materials under Accident Conditions, held in Dimitrovgrad, Russia, on 9–13 October 1995. IAEA-TEC-DOC-921, Vienna, 1996, pp.139–152.
7. *Urbanic V.F.* Oxidation of zirconium alloys in steam at 1000 to 1850 °C. Zirconium in the Nuclear Industry. ASTM STP 633. A. L. Lowe, Jr. and G. W. Parry, Eds., American Society for Testing and Materials, 1977, pp. 168–181.
8. *Горячев А.В., Косвинцев Ю.Ю., Лещенко А.Ю.* Особенности кинетики высокотемпературного окисления облученных оболочек ВВЭР // Физика и химия обработки материалов. – 2009. – № 2. – С. 14–23. – ISSN 0015-3214.

Поступила в редакцию 05.08.2013

ВЕРИФИКАЦИЯ КОДА DYNCO НА ОСНОВЕ РАСЧЕТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ ВТГР

М.В. Силин, А.В. Левченко, О.А. Григорьева

ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск



Приводятся результаты верификации кода DYNCO при моделировании нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВТГР, основанной на международной тестовой задаче. Показано, что используемый трехмерный динамический код может применяться для расчетов высокотемпературных реакторов, причем результаты, полученные по коду DYNCO, с хорошей точностью описывают характеристики реактора данного типа.

Ключевые слова: DYNCO, ВТГР, реакторная установка, активная зона, моделирование, верификация.

Key words: DYNCO, HTGR, reactor, core, simulation, verification.

ВВЕДЕНИЕ

Для развивающейся технологии реакторов типа ВТГР необходимо надежное расчетное сопровождение нейтронно-физических исследований действующих и проектируемых реакторов. Особенно востребованы программные коды, способные проводить трехмерные динамические расчеты в режиме реального времени. Одним из таких кодов является DYNCO.

Код DYNCO разработан в ЭНИМЦ «Моделирующие системы» и предназначен для расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора. Программа позволяет проводить расчеты стационарных, переходных и аварийных процессов в режиме реального времени для различной геометрии активной зоны реактора.

Блок нейтронно-физического расчета кода DYNCO решает задачу пространственной кинетики реактора в диффузационном приближении. Метод решения временной зависимости уравнения диффузии для функции нейтронного потока основан на разделении переменных быстро изменяющейся функции коэффициента амплитуды и медленно изменяющейся формы функции.

Все обратные связи принимаются во внимание путем изменения нейтронных сечений. Такой метод моделирования полностью соответствует описанию реальных физических процессов. Для работы программы необходим следующий набор групповых констант по каждому материалу для каждой энергетической группы: коэффициент диффузии, сечение увода из группы, сечение размножения и матрица перехода из группы в группу.

Код DYNCO позволяет производить трехмерные нейтронно-физические расчеты активной зоны для различных типов реакторов, таких как реакторы с водой под давлением (ВВЭР, PWR), кипящие реакторы (РБМК, BWR) и реакторы на быстрых нейтронах (БН).

С помощью данного кода можно получить трехмерные характеристики

- теплогидравлических параметров активной зоны, включая температуру теплоносителя, топлива и др.;
- отравления реактора;
- остаточного энерговыделения;
- потока нейтронов.

В зависимости от требований к временному шагу расчета и точности моделируемых процессов количество расчетных узлов (в плоскости) на одну тепловыделяющую сборку может быть различным: до 16-ти точек для квадратной решетки и до 19-ти для треугольной. Количество расчетных узлов по высоте активной зоны реактора может варьироваться в зависимости от поставленной задачи.

Для верификации трехмерного кода DYNCO в задачах моделирования активной зоны реакторов ВТГР была выбрана международная тестовая задача «Оценка характеристик высокотемпературного газоохлаждаемого реактора: сравнительный анализ, связанный с началом тестирования HTTR и HTR-10» [1].

ОПИСАНИЕ ТЕСТОВОЙ ЗАДАЧИ

Выбранная тестовая задача создана на основе экспериментов, проведенных на существующем высокотемпературном испытательном реакторе HTTR (High Temperature Test Reactor), расположенным на территории Японского института исследований атомной энергии (JAERI). В реакторе HTTR используются графит как замедлитель и гелий – теплоноситель; температура гелия на выходе из активной зоны составляет 850°C, тепловая мощность 30 МВт.

На рисунке 1 показаны вертикальное сечение и основные компоненты реактора.

Активная зона с отражателем составлена из призматических шестиугольных блоков высотой 580 мм и размером «под ключ» 360 мм. В реакторе присутствуют блоки нескольких типов: топливные блоки с каналами под стержни СУЗ, замещаемые блоки отражателя и инструментальные. Активная зона состоит из 30-ти топливных колонн и семи колонн под стержни СУЗ. Замещаемая область отражателя, смежная с активной зоной, состоит из девяти колонн под стержни СУЗ и 15-ти колонн отражателя, которые окружены стационарным отражателем. Каждая топливная колонна состоит из двух верхних блоков отражателя, пяти тепловыделяющих сборок и двух нижних блоков отражателя. Активная зона разделена на четыре топливные зоны, которые отличаются типом ТВС (ТВС в топливных зонах 1 и 2 содержат 33 топливных стержня, а в зонах 3 и 4 – 31), обогащением топлива по U-235 и количеством выгорающего поглотителя B₄C.

На рисунке 2 представлена картограмма активной зоны и отражателя реактора HTTR («числитель» означает обогащение топлива по U-235, «знаменатель» – содержание бора в выгорающем поглотителе).

Основные характеристики реактора приведены в табл. 1.

Топливная колонна состоит из пяти ТВС (рис. 3). Каждая ТВС содержит каналы для загрузки топливных стержней, состоящих из компактов с шаровыми твэлами.

Помимо топливных стержней, ТВС содержит стержни с выгорающим поглотителем B₄C (ВП). В ТВС конструктивно выполнено три канала для ВП. Один канал всегда пустой, а два других содержат стержни с B₄C. Диаметр канала для ВП составляет 15 мм. Диаметр стержня ВП 14 мм, а высота – 500 мм. Конструктивно стержень выполнен из трех частей: слой графита высотой 100 мм помещен между двумя слоями карбида бора по 200 мм каждый. Распределение стержней ВП по активной зоне показано на рис. 4.

Выгорающий поглотитель используется для компенсации большого начального запаса реактивности. Использование ВП также выравнивает поле энерговыделения.

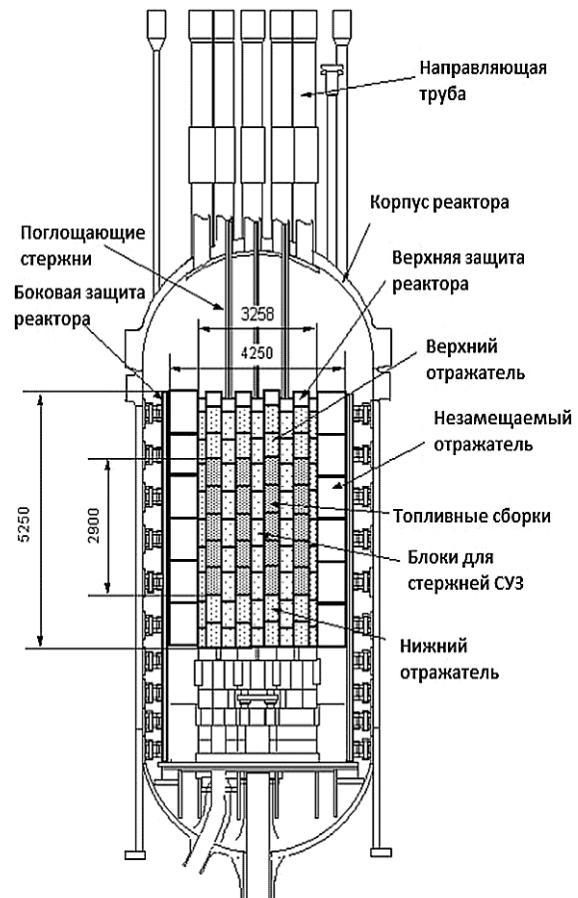


Рис. 1. Вертикальное сечение реактора HTTR

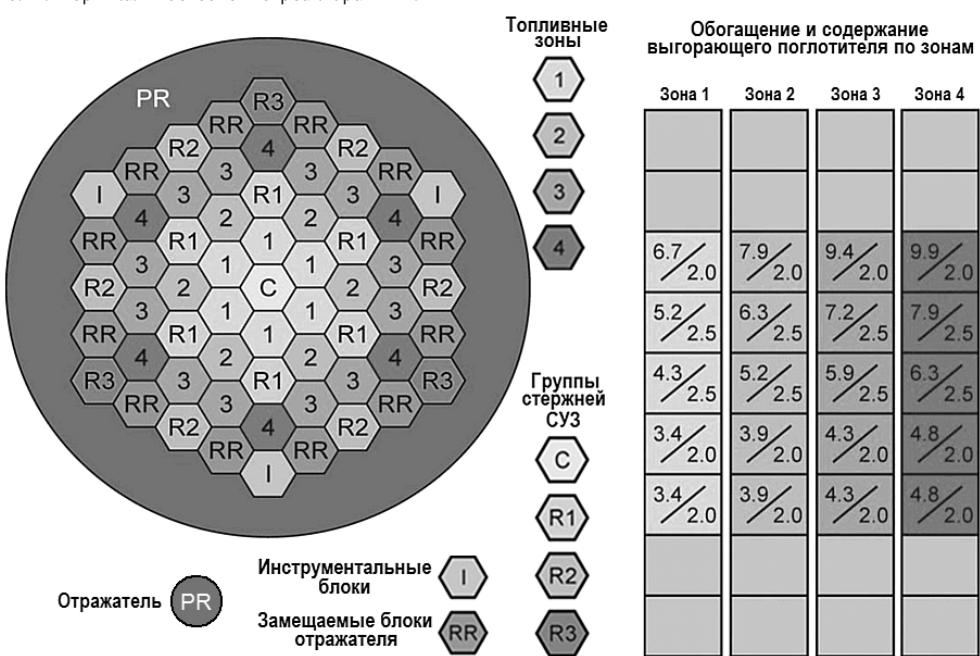


Рис. 2. Картограмма активной зоны (130x86)

Таблица 1

Основные характеристики реактора HTTR

Параметр	Значение
Тепловая мощность, МВт	30
Теплоноситель	Гелий (газ)
Входная температура теплоносителя, °С	395
Выходная температура теплоносителя, °С	850
Давление теплоносителя, МПа	4
Топливо	UO ₂
Обогащение топлива по U-235, %	От 3,4 до 9,9

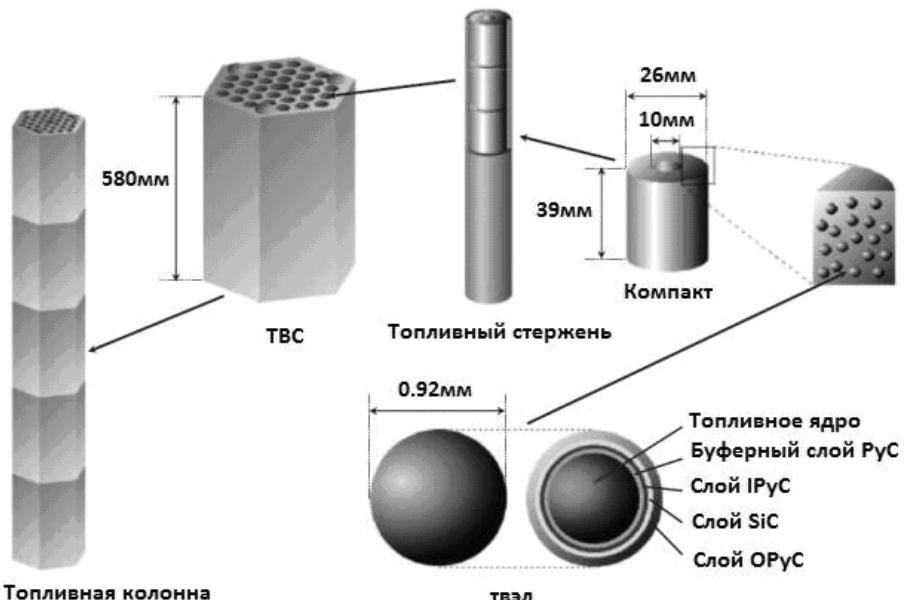


Рис. 3. Топливная колонна, ТВС, топливный стержень, компакт, твэл

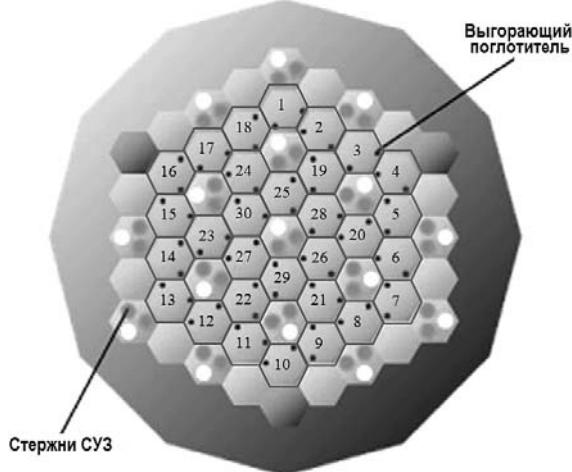


Рис. 4. Расположение стержней ВП и СУЗ в активной зоне

Указанные на рис. 4 номера соответствуют порядку загрузки реактора.

Система управления и защиты реактора HTTR включает в себя 16 пар поглощающих стержней: семь из них расположены непосредственно в активной зоне, девять – в отражателе. Они погружаются в специальные каналы в блоках под стержни СУЗ. В таких блоках конструктивно выполнено три канала: два для стержней, участвующих в управлении реактором, и один для резервной системы аварийной защиты. Органы регулирования разделены на четыре группы: C – центральные стержни; $R1$ – стержни, расположенные в активной зоне; $R2$ и $R3$ – в отражателе.

МОДЕЛИРОВАНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА HTTR

Макроскопические константы, такие как коэффициенты диффузии, сечения поглощения, деления, рассеяния, для каждого типа ячеек подготавливались при помощи кода WIMS-D/4 [2], в котором автоматически осуществляется свертка сечений к 10-групповому приближению, выбранному как оптимальное. При этом использовалась библиотека констант ENDF-B/VII [3].

Полученные после свертки значения макроконстант подавались в DYNCO и использовались при расчетах активной зоны.

Наличие несимметричности в кассетах и блоках под стержни СУЗ привело к использованию семиточечной модели блока (рис. 5). Было задано 27 расчетных точек в аксиальном направлении: по пять точек на каждую из пяти ТВС для учета неравномерности расположения выгорающего поглотителя по высоте и по одной расчетной точке для верхнего и нижнего отражателя.

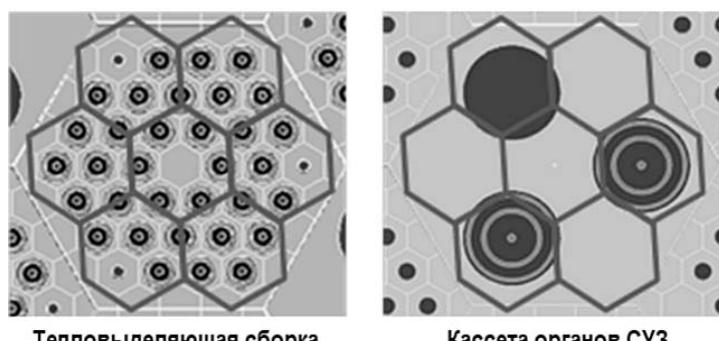


Рис. 5. Моделирование ТВС и кассеты СУЗ при семиточечной схеме расчета (95x46)

В [1] рассматриваются следующие тесты:

- «FC» – загрузка активной зоны;
- «CR» – определение критического положения органов СУЗ;
- «SC» – определение реактивности, вносимой стержнями, при аварийном останове;
- «TC» – расчет температурного коэффициента реактивности.

НАЧАЛЬНАЯ КРИТИЧНОСТЬ. ТЕСТ «FC»

В рамках данного теста рассчитаны значения $k_{\text{эфф.}}$ и реактивности для различного количества загруженных топливных колонн. Колонны загружаются в порядке, указанном на рис. 4.

В таблице 2 приведены значения $k_{\text{эфф.}}$, полученные по коду DYNCO, для различного количества загруженных топливных колонн. Эти значения сравнивались с экспериментальными данными и значениями $k_{\text{эфф.}}$, полученными по другим кодам [1].

Таблица 2

Значения $K_{\text{эфф.}}$, полученные для различной загрузки а.з.

Количество загруженных топливных колонн	Экспериментальные значения	Используемый код			
		MVP (Япония)	CRONOS2 (Франция)	CITATION (Германия)	DYNCO (Россия)
9	0.9282	–	0.99700	0.94080	0.91587
12	0.9481	0.95960	1.01840	0.96420	0.94379
16	0.9701	0.98461	1.03830	0.98660	0.97229
18	0.9913	1.00609	1.05800	1.00800	0.99576
19	1.0152	1.01626	1.07450	1.02630	1.01776
21	1.0417	1.04827	–	1.05560	1.05232
24	1.0834	1.09968	1.13990	1.09440	1.09685
27	1.1198	1.13399	–	1.12610	1.13054
30	1.1346	1.14278	1.16980	1.13360	1.14012

На рисунке 6 приведена зависимость внесенной реактивности от количества загруженных топливных колонн, полученная на основании табл. 2.

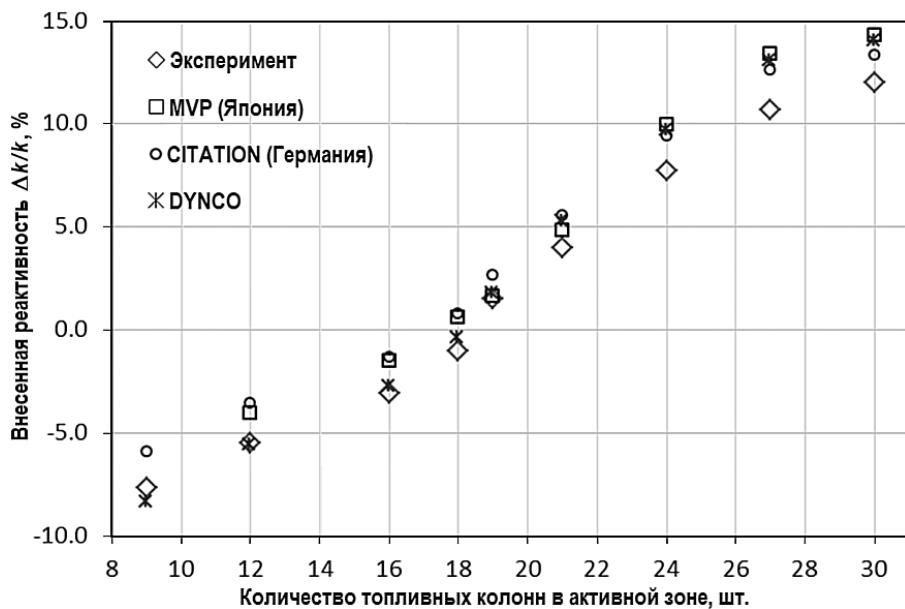


Рис. 6. Внесенная реактивность

По результатам теста можно сделать вывод о том, что код DYNCO дает результаты, близкие к экспериментальным значениям. Максимальное расхождение значений реактивности с экспериментом составляет 1,33% $\Delta k/k$ для девяти топливных колонн.

ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ В КРИТИЧЕСКОМ СОСТОЯНИИ. ТЕСТ «CR»

Глубина погружения органов регулирования в критическом состоянии рассчи-

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

тана для различного количества топливных колонн (24 и 30). В этом тесте группа стержней $R3$ находится на верхних концевиках, а группы C , $R1$ и $R2$ находятся в одинаковом положении, при котором реактор будет в критическом состоянии ($k_{\text{эфф.}} = 1,0$).

В таблице 3 приведены критические положения поглощающих стержней от низа активной зоны, полученные по разным расчетным кодам.

Таблица 3

Критическое положение органов СУЗ, мм

Количество загруженных топливных колонн	Экспериментальные значения	Используемый код			
		Япония		Россия	
		CITATION-1000V	MVP	JAR	DYNCO
18	-	2900	2810	2710	-
24	2215	2055	2080	1960	2173
30	1775	1665	1800	1660	1759

По коду DYNCO отклонение от экспериментальных значений не превышает 2%.

РЕАКТИВНОСТЬ ПРИ АВАРИЙНОМ ОСТАНОВЕ. ТЕСТ «SC»

Реактивность, внесенная стержнями органов СУЗ при аварийном останове, рассчитывалась для двух случаев:

– поглощающие стержни отражателя ($R2$ и $R3$) находятся на нижних концевиках, а стержни групп C и $R1$ – в критическом положении;

– все группы стержней (C , $R1$, $R2$, $R3$) находятся на нижних концевиках.

Тест проводился при полной загрузке активной зоны (30 топливных колонн).

В таблице 4 приведены значения внесенной реактивности.

Таблица 4

Внесенная реактивность при аварийном останове реактора, $\% \Delta k/k$

№ теста	Экспериментальные значения	Используемый код						
		Япония		Франция		Россия		
		CITATION-1000V	CRONOS2	TRIPOLI4	JAR (ОКБМ)	MCU (ИБРАЭ)	MCNP (РНЦ КИ)	DYNCO (MC)
1	12.10	8.94	10.83	8.56	8.43	9.61	9.55	10,79
2	46.30	44.60	56.31	46.32	52.37	40.40	50.81	42,40

В тесте «SC» имеются значительные расхождения с экспериментом для всех расчетных кодов, однако результаты, полученные по коду DYNCO, являются одними из лучших (погрешность не превышает 13%).

ТЕМПЕРАТУРНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ РЕАКТИВНОСТИ. ТЕСТ «TC»

Температурные коэффициенты реактивности для полностью загруженной активной зоны (30 топливных колон) рассчитываются по значениям эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Значения $k_{\text{эфф.}}$ получены для средних температур по активной зоне: 300, 320, 340, 380, 420К, 460, 480 К.

Органы регулирования групп C , $R1$ и $R2$ находятся в критическом положении,

группа R3 – на верхних концевиках. Положение органов регулирования при всех температурах не меняется.

В таблице 5 приведены значения температурных коэффициентов реактивности, вычисленных по соответствующим значениям $k_{\text{эфф.}}$.

Таблица 5

Значения ТКР для различных температур а.з., $10^{-4}Dk/k/K$

Температурный диапазон, К	Используемый код						
	Япония		Франция	Россия			
	CITATION-1000V	MVP	CRONOS2	JAR (ОКБМ)	MCU (ИБРАЭ)	MCNP (РНЦ КИ)	DYNCO (MC)
300–320	-1.15	-	-	-	-	-	-1.88
320–340	-1.23	-	-	-	-	-	-1.80
340–380	-1.32	-1.66	-1.61	-2.20	-1.73	-1.73	-1.70
380–420	-1.33	-1.63	-1.62	-1.98	-1.65	-0.88	-1.70
420–460	-1.34	-1.56	-1.64	-1.82	-1.77	-1.77	-1.70
460–480	-2.78	-0.91	-1.56	-1.81	-1.48	-1.29	-1.61

По результатам теста «ТС» можно сказать, что значения, полученные по DYNCO, сопоставимы с результатами, полученными с помощью других кодов для всех значений температур.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Произведена серия тестов по загрузке активной зоны и оценке эффективности органов регулирования. Исходя из полученных результатов можно сделать вывод о том, что код DYNCO дает сопоставимые с экспериментальными данными значения.

Отклонения в тестах по топливной загрузке и расчетах критического положения органов регулирования не превышают 2%.

Тест «SC» показал одну из наиболее важных нейтронно-физических проблем для высокотемпературных реакторов – оценка эффективности органов регулирования.

Литература

1. IAEA / Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: Benchmark analysis related to initial testing of the HTTR and HTR-10, IAEA-TEDOC-138, 2003.
2. Askew J.R. A General Description of the Lattice Code WIMS / J.R. Askew, F.J. Fayers, P.B. Kemshell // JBNES, 1966.
3. WIMS-D library update: final report of a coordinated research project. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2007.
4. Нейтронно-физический расчет активной зоны реактора ВТГР с целью верификации кода DYNCO // SSL-DYNCO-HTGR-R1.

Поступила в редакцию 24.01.2013

ОБ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ ОБОСНОВАНИИ ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЕЙ ТЕПЛОВОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ПАРАЛЛЕЛЬНЫЙ ПОТОК ФОТОНОВ

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, Н.И. Логинов, А.С. Михеев

ГНЦ РФ Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского



Рассматривается экспериментальное обоснование преобразовательных систем с использованием некоторых модельных установок и приводятся полученные на них результаты. Экспериментально показано, что эффективность преобразования может достигать 80–90%.

Ключевые слова: фотонный двигатель, ядерный реактор, тепловая энергия, параллельный поток фотонов, излучатель, концентратор.

Key words: photon engine, nuclear reactor, thermal energy, parallel photon beam, irradiator, concentrator.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Чтобы проверить теоретические оценки эффективности различных устройств, преобразующих тепловую энергию в энергию направленного фотонного пучка [1], и возможность достижения эффективности преобразования тепловой мощности реактора в силу тяги на уровне $\epsilon = 0.9$ [1, 2], в Физико-энергетическом институте были проведены экспериментальные исследования некоторых преобразователей теплового излучения в параллельный поток фотонов (при различных комбинациях излучателя и отражателя).

Из одиннадцати вариантов комбинаций излучателей и концентраторов, рассмотренных авторами (табл. 1 [1]), экспериментально исследованы только три:

- преобразователь в виде зеркала, имеющего форму параболического цилиндра, с галогенной электрической лампой, нить накала (спираль диаметр 2 мм, длина ~ 60 мм) расположена вдоль фокальной оси зеркала;
- вольфрамовый излучатель в форме диска, излучающий в полупространство;
- вольфрамовый излучатель в форме диска, помещённый в фокусе параболоидного зеркала.

Методика экспериментов (в общих чертах) сводилась к следующему. Излучатели нагревали электрическим током. Подводимую к излучателю мощность контролировали с погрешностью не более $\pm 2,5\%$. Излучение направляли на измерительный экран, снабжённый термопарами для определения теплового потока, падающего в данную точку. Показания термопар регистрировались в ранних опытах самопишущим потенциометром класса точности 0,5, а в более поздних опытах – быстродействующей компьютерной измерительной системой с погрешностью не более $\pm 0,1\%$.

© А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, Н.И. Логинов, А.С. Михеев, 2013

Для исключения отвода тепла от излучателя путём конвекции и теплопроводности измерения проводили в вакуумных камерах с давлением остаточных газов $10^{-4} - 10^{-5}$ мм рт. ст.

Таблица 1

Сравнение концентраторов различной формы

Вариант	ФОРМА	Диаметр излучателя $d, \text{м}$	Поверхность излучателя $S_{\text{изл}}, \text{м}^2$	Фокусное расстояние $F, \text{м}$	Диаметр апертуры $D, \text{м}$	Площадь апертуры $S_a, \text{м}^2$	Эффективность преобразования $P/P_0, \%$	Тяга $P, \text{мН}$	«Удельная» тяга $P/S_a, \text{мН}/\text{м}^2$
1	Диск	1,129	1	-	-	1	66,7	6,67	6,67
2	«Точечная» сфера + зеркало $\alpha = \pi / 3$	0,564	1	5,64	35,8	1007	88,9	8,89	$8,89 \cdot 10^{-3}$
3	Диск+конус $\alpha = \pi / 3$	1,129	1	-	1,7	2,25	81,6	8,16	3,63



Рис. 1. Экспериментальный участок с параболическим цилиндром

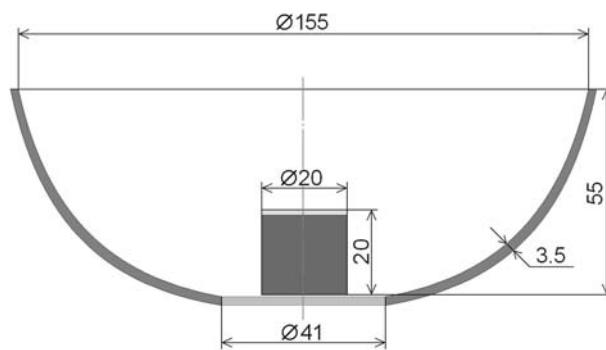


Рис. 2. Схема преобразователя с вольфрамовым излучателем и зеркалом в виде параболоида вращения

На рисунке 1 показан внешний вид (без измерительного экрана) экспериментального участка с зеркалом в виде параболического цилиндра и с галогенной лампой.

Высота зеркала – 75 мм, ширина – 198 мм, глубина – 73,5 мм, фокусное расстояние – 33,5 мм.

На рисунке 2 показано схематическое устройство экспериментального участка с вольфрамовым излучателем в форме диска, расположенного в фокальной плоскости параболоида вращения, а на рис. 3 – его внешний вид.

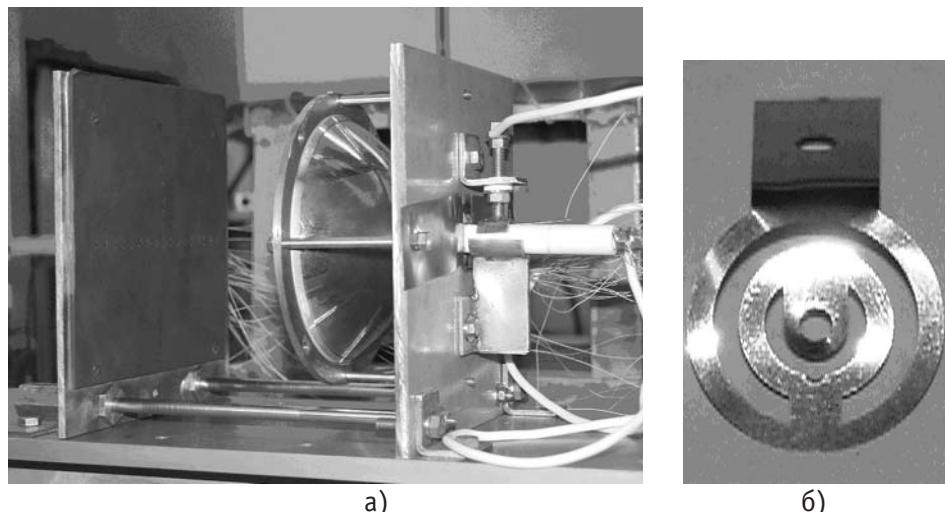


Рис. 3. Внешний вид рабочего участка (а) и вольфрамового излучателя (б)

Вольфрамовый излучатель располагался на одном из торцов полого металлического цилиндра внешним диаметром 20 мм и толщиной 1 мм, имитирующего корпус реактора. Конструкционный материал цилиндра – молибден марки МЧВП. Излучатель диаметром 20 мм выполнен из вольфрамовой фольги толщиной 50 мкм. Для достижения равномерности нагрева поверхности он спрофилирован по электросопротивлению. Фотография излучателя представлена на рис. 3б. Излучатель нагревался переменным электрическим током. Один токоподвод крепился в центре, а другой на периферии излучателя, как это показано на рисунке. Материал токоподводов – молибден. Внутренняя часть цилиндра заполнена трубками из корунда. Они экранируют излучение с обратной стороны излучателя, а также центрируют токоподвод.

В качестве зеркала взят стандартный отражатель от прожектора. Он представляет собой усеченный параболоид вращения, изготовленный из кварцевого стекла (толщина стекла – 3,5 мм). Использование кварцевого стекла позволяет сохранять при нагревании практически неизменными геометрические размеры зеркала, так как кварц обладает малым коэффициентом термического расширения. Внутренняя поверхность параболоида покрыта слоем алюминия, отполированного до зеркального блеска. Интегральный полусферический коэффициент отражательной способности алюминия по данным [3] составляет 0,975 при температуре 300К. Фокусное расстояние для этого зеркала равно 24 мм. Плоскость излучателя совмещена с плоскостью фокуса (проходящая через фокус плоскость перпендикулярна оси параболоида вращения) и центрирована по оптической оси.

Излучатель имеет малое электрическое сопротивление (0,1–0,16 Ом в рабочем диапазоне температуры) и напряжение питания не выше 10 В. В результате этого исключается электрический пробой в вакууме при высоких температурах вследствие процессов массопереноса. Максимальная электрическая мощность излучателя 600 Вт.

Измерительный экран представляет собой плоскую алюминиевую пластину толщиной 6 мм, установленную параллельно фокальной плоскости зеркала на подшипниках скольжения, перемещающихся вдоль двух направляющих с помощью винта. На алюминиевую

ниевой основе закреплена пластина из термостойкой резины (выдерживает температуру до 573К), в которой выполнены отверстия для установки датчиков теплового потока. Ось центрального отверстия совпадает с оптической осью зеркала. Другие отверстия с шагом 10 мм располагаются по координатным осям: 17 отверстий (включая девятое центральное) на оси абсцисс и девять – на оси ординат в верхней полуплоскости. Между экраном и зеркалом установлена задвижка для прерывания потока от излучателя.

Для измерения полного потока излучения, падающего на измерительный экран, используется калориметр полного поглощения. Он устанавливается вместо измерительного экрана на те же направляющие. Охлаждающая экран вода подводится через гермоводы в барокамере.

В качестве приемников излучения использованы датчики теплового потока, представляющие собой медные цилиндрики (таблетки) диаметром 4 мм и высотой 2 мм, вмонтированные в резину измерительного экрана. С обратной стороны к поверхности каждой таблетки припаяна хромель-копелевая термопара с диаметром королька ~0,2 мм.

Принцип работы датчика основан на измерении скорости изменения температуры таблетки во времени. Плотность теплового потока, воспринимаемого датчиком в каждый момент времени, определяется по формуле

$$q(t) = C_p \frac{dT}{dt} \frac{M}{F} = \rho C_p \frac{dT}{dt} h, \quad (1)$$

где C_p – удельная изобарная теплоемкость меди; M – масса медной таблетки; $F = (\pi/4)d^2$ – площадь тепловоспринимающей поверхности таблетки; d – диаметр таблетки; ρ – плотность меди; h – высота таблетки. Соотношение (1) верно при малых значениях критерия Био $Bi < 0,1$ (с погрешностью не более 1% [4]). Практически в экспериментах выполнялось более жесткое условие, выражающееся в том, что перепад температуры по высоте цилиндра не превышал 0,1К, так как плотность теплового потока не превышала $2 \cdot 10^4 \text{ Вт}/\text{м}^2$.

Другим необходимым условием является проведение измерений в регулярном режиме нагревания тела, т.к. только в этом режиме относительная скорость изменения температуры для любой точки на поверхности и в объеме тела одинакова. Регулярный режим наступает при числах Фурье $Fo = (a\tau/h^2) \geq 0,3$ с погрешностью менее 1% [4], где a – коэффициент температуропроводности меди. В нашем случае регулярный режим наступает через 0,01 с после начала подвода теплового потока. Таким образом, все условия для использования датчика теплового потока данной конструкции соблюдены.

Для повышения точности измерений термопары прошли специальный отбор с тем, чтобы разница между их показаниями не превышала 3К. Сигналы с термопар поступают на два 16-канальных измерительных модуля АЦП крейтовой системы LTC фирмы L-CARD. Предел приведенной погрешности измерений температуры этой системой составляет $\pm 0,031\%$. Дискретность выдачи данных по всем каналам равна 0,1 с.

Так как датчики закреплены в пластине из термостойкой резины, то можно пренебречь утечками тепла, так как коэффициент теплопроводности резины в 2000 раз меньше, чем у меди. Вся поверхность измерительного экрана, включая датчики теплового потока, зачернена сажей со степенью черноты 0,95–0,98, поэтому поглощается практически весь поток излучения, падающий на экран.

Температуру излучателя в процессе экспериментов определяли по его мощности. Для этого предварительно снимали градуировочную зависимость температуры излучателя от подводимой электрической мощности. Температура при градуировке измерялась оптическим пирометром ЭОП-66 с погрешностью $\pm(10-20)$ К в диапазоне 1073–2773 К.

Полный поток излучения, попадающего на измерительный экран, измеряли калори-

метром полного поглощения, который устанавливали на месте экрана. Калориметр представляет собой водяной холодильник, воспринимающая излучение поверхность которого зачернена сажей по той же технологии, что и измерительный экран. Мощность холодильника измеряли в установившемся режиме по расходу и подогреву охлаждающей воды с погрешностью $\pm 2,5\%$ для каждого фиксированного значения подводимой электрической мощности. Тепловое равновесие считали достигнутым, если скорость изменения температуры не превышала 5 К/ч.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

На рисунке 4 приведено распределение плотности теплового потока по измерительному экрану при различных значениях температуры излучателя для двух случаев: с торцевыми отражателями в параболоцилиндрическом зеркале и без них (рис. 1). Видно, что отражатели увеличивают максимальную плотность теплового потока при температуре 2600К примерно в полтора раза и почти не изменяют ее при более низких температурах.

Интегрируя распределение плотности потока излучения по выходному сечению зеркала (апerture), можно найти поток излучения от зеркала и вычислить эффективность преобразования теплового излучения в направленный поток фотонов, поделив его на мощность излучателя. В зависимости от температуры и наличия отражателей эффективность изменялась в пределах 0,23–0,4, т.е. была довольно низкой.

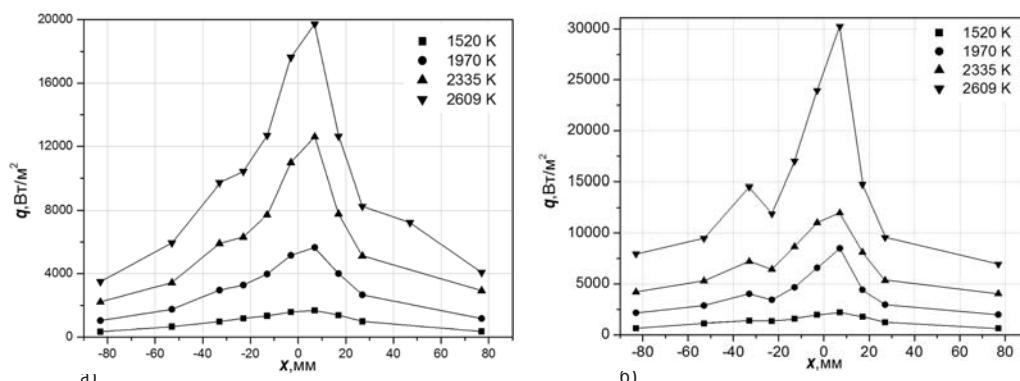


Рис. 4. Распределение плотности теплового потока на экране без отражателей (а) и с отражателями (б)

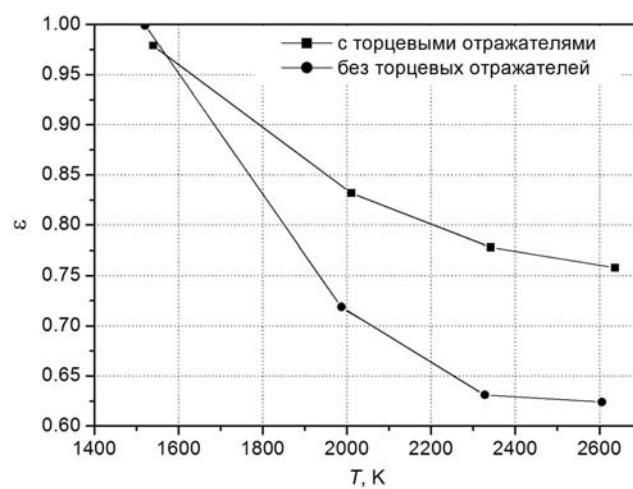


Рис. 5. Эффективность преобразователя в стационарных условиях

Это объясняется тем, что при нестационарных измерениях теплового потока часть

излучения тратится на разогрев зеркала и некоторых других деталей установки. Корректные измерения эффективности преобразования ε , выполненные с использованием калориметра, показали, что в установившихся условиях эффективность изменяется в пределах от 0,66 до единицы. Данные измерений приведены на рис. 5.

Параболический цилиндр бесконечной длины в направлении оси с линейным излучателем в виде нити аналогичен по эффективности концентрации излучения параболоиду вращения с точечным излучателем. Проведем сравнение экспериментальных данных (рис. 5) с данными табл. 1. Из рисунка видно, что при температуре 2700 К эффективность составляет около 0,75 (с торцевыми отражателями). Угол раскрытия этого зеркала равен 68° , т.е. немного больше $\pi/3$.

В таблице 1 (вариант 2) приводится эффективность преобразования $\varepsilon = 0,889$. Если учесть реальную отражательную способность зеркала 0,975 и реальную степень черноты измерительного экрана 0,95 – 0,98, то указанная в таблице эффективность составит 0,823. Расхождение с экспериментом при этом не превысит 10%, и совпадение можно считать хорошим, так как в эксперименте имели место некоторые тепловые потери.

В первой серии опытов с дисковым излучателем (рис. 2, 3) исследовали поле излучения без зеркала. Измерительный экран помещали на расстоянии 37 мм от излучателя в параллельной ему плоскости. Измерения проведены при четырех значениях температуры излучателя. По формуле (1) определено распределение плотности потока излучения на измерительном экране, соответствующее каждой температуре излучателя. Эти данные приведены на рис. 6. Там же показаны сплошными линиями расчетные зависимости. Видно, что имеется удовлетворительное согласие между ними.

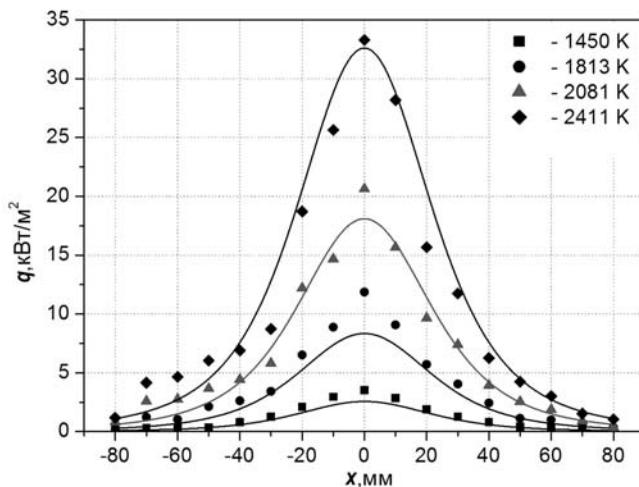


Рис. 6. Расчетное и экспериментальное распределения плотности потока излучения на расстоянии 37мм от дискового излучателя без зеркал

В таблице 2 представлены расчетные и экспериментальные значения потока излучения на экране в круге диаметром 160 мм. Эти данные получены путем интегрирования расчетных и экспериментальных кривых распределений плотности потока излучения.

Интересно отметить, что с увеличением температуры излучателя доля полного потока излучения, падающего на экран, уменьшается по экспериментальным данным и является постоянной – по расчетным. Это свидетельствует о том, что при повышении температуры меняется зависимость энергетической яркости от направления излучения в полупространстве.

Вторая серия опытов проводилась после монтажа параболического зеркала. Фокальная плоскость зеркала совмещалась с плоскостью излучателя, плоскость измерительного экрана располагалась на таком же расстоянии 37 мм от плоскости излучателя, как

в первой серии опытов. Соответствующие распределения плотности потока излучения изображены на рис. 7.

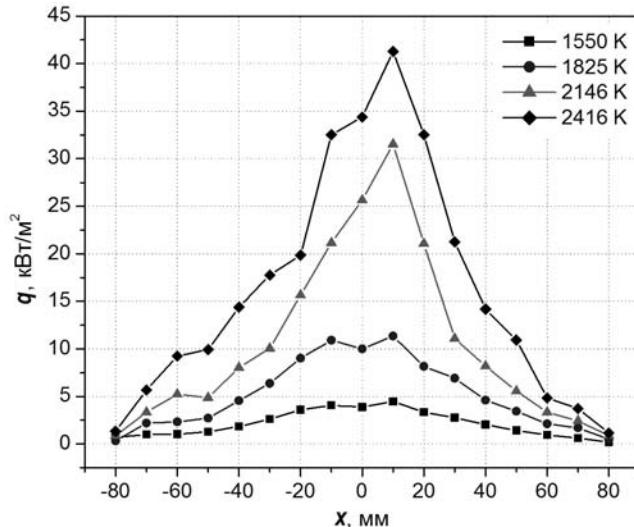


Рис. 7. Экспериментальное распределение плотности потока излучения на расстоянии 37 мм от дискового излучателя с параболическим зеркалом

Из сравнения рис. 6 и 7 видно, что установка зеркала привела к увеличению потока излучения, падающего на измерительный экран. Увеличились максимумы функций распределения (при более высоких температурах излучателя), области под графиками стали более заполненными.

В таблице 3 представлены поток излучения на экране в круге диаметром 160 мм при различных температурах и коэффициент концентрации излучения параболическим зеркалом, равный отношению потоков излучения от диска с зеркалом (табл. 3) и без него (табл. 2).

Таблица 2

Поток излучения, падающий на измерительный экран

Температура излучателя, К	Поток на экране, Вт		Полный поток, Вт	Доля полного потока		Электрич. мощность, Вт
	Расчет	Эксперимент		Расчет	Эксперимент	
1450	9,7	12,8	11,8	0,822	1,085	69,5
1813	31,6	38,3	38,5	0,821	0,995	168,3
2081	68,6	67,0	83,5	0,822	0,802	294,7
2411	123,7	110,9	150,5	0,822	0,737	530,6

Установка зеркала при прочих равных условиях приводит к примерно двукратному увеличению потока излучения от излучателя. Заметим, что полусферический поток излучения от диска меньше, чем значения, указанные в табл. 3. Следовательно, излучает также цилиндрическая поверхность токового коллектора из молибдена, хотя его температура существенно ниже температуры излучателя, зато поверхность в четыре раза больше.

Таким образом, параболическое зеркало достаточно эффективно концентрирует поток излучения от тепловой модели ядерного реактора. Средняя температура зеркала изменяется в диапазоне 376–502 К при соответствующем изменении температуры излучателя в диапазоне 1513–1940 К.

Таблица 3

Поток излучения с зеркалом и коэффициент концентрации

Температура излучателя, К	Поток излучения на экране, Вт	Электрическая мощность, Вт	Коэффициент концентрации
1550	29,0	90,4	2,27
1825	71,1	174,0	1,86
2146	133,2	333,2	1,99
2416	219,0	535,3	1,97

Измерения выполнены в нестационарном режиме. Для оценки эффективности использования энергии проведены измерения полусферического потока излучения, выходящего из апертуры зеркала (диаметр 155 мм) в состоянии теплового равновесия, когда подводимая энергия не тратится на изменение внутренней энергии тел, участвующих в теплообмене. Эффективность в этом случае равна отношению полусферического потока излучения к электрической мощности излучателя. На рисунке 8 приведен этот параметр в зависимости от температуры диска. Экспериментальные данные получены с помощью калориметра полного поглощения. Видно, что эффективность изменяется в диапазоне $\varepsilon = 0,68 - 0,82$ при изменении температуры излучателя от 1450 до 2400 К. Существенно немонотонный характер зависимости эффективности от температуры, по-видимому, связан с чувствительностью материалов излучателя (вольфрама) и отражателя (алюминия) к спектральному составу излучения.

Отметим для сравнения, что излучатель в виде диска с коническим рефлектором, представленный в табл. 1 (вариант 3), показывает значение эффективности 0,816, а с учетом поправок – на отражательную способность зеркала и степень черноты измерительного экрана – 0,768 при температуре 2700 К, что практически совпадает с большинством экспериментальных точек на рис. 8.

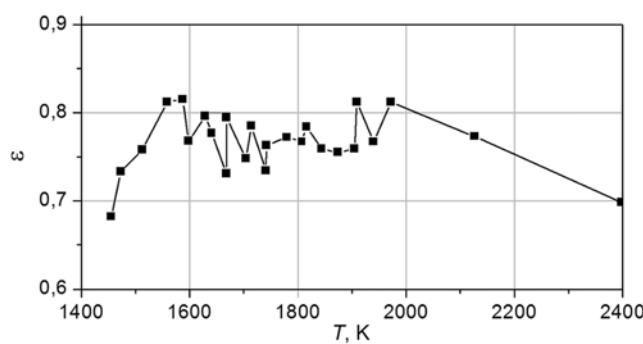


Рис. 8. Эффективность использования энергии

В экспериментах не были исключены тепловые потери, связанные с нагревом зеркала и его излучением с обратной стороны поверхности, а также с отводом тепла по металлоконструкциям. Эти потери можно уменьшить при более тщательной проработке конструкции и достичь более высокой эффективности преобразования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Сравнение расчетных [1] и экспериментальных данных по эффективности преобразования показывает правомерность сравнительного анализа различных сочетаний излучателей и концентраторов излучения и возможность использования его результатов при дальнейших исследованиях и разработках. Показано, что может быть достигнута весьма высокая эффективность преобразования.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

2. Дальнейшие исследования целесообразно направить на оптимизацию массогабаритных характеристик энергодвигательной установки в целом и на подбор наиболее подходящих материалов для такой установки.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований и Правительства Калужской области (проект № 04-02-97233)

Литература

1. Гулевич А.В., Кухарчук О.Ф., Логинов Н.И. и др. О преобразовании тепловой энергии ядерного реактора в энергию направленного потока электромагнитного излучения в ядерно-фотонном движителе. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 1. – С. 71–79.
2. Гулевич А.В., Зродников А.В., Иванов Е.А. и др. Применение ядерных фотонных ракет для исследования дальнего космоса. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 2. – С. 54–62.
3. Блох А.Г. Основы теплообмена излучением. – М.: Госэнергоиздат. 1962.
4. Исаченко В.П., Осипова В.А., Сукомел А.С. Теплопередача. – М.: Энергия. 1975.
5. Гребер Г. и др. Основы учения о теплообмене. / Пер. с немецкого. – М.: Иностр.литература. 1958. С. 476.

Поступила в редакцию 13.03.2013

МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ПСИХОЛОГИЧЕСКОЙ ПОДГОТОВКИ ПЕРСОНАЛА ПРОМЫШЛЕННЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ К РАБОТЕ В УСЛОВИЯХ ПОВЫШЕННОГО РИСКА

В.Н. Абрамова

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ



Традиционно в условиях вуза формируются компетенции работника промышленного объекта, главным образом, в сфере профессиональных знаний, умений и навыков. Профессионально важным личностным качествам уделяется мало внимания, в то время как эти качества, включая мотивы и отношения, не в меньшей степени предопределяют успешность или сбои в деятельности специалиста. Особенno важна психологическая подготовка человека к применению профессиональных знаний в условиях повышенного риска.

Ключевые слова: человеческий фактор, психологическая подготовка специалистов, объект использования атомной энергии, управление рисками.
Key words: human factor, specialists' psychological education, unit of nuclear power usage, risks management.

Современная российская государственная политика в области использования атомной (ядерной) энергии нацеливает деятельность отрасли на минимизацию рисков – факторов, угрожающих безопасности, провоцирующих или допускающих нарушения в работе ядерно- и радиационно опасных объектов [1]. Выделяются два главных взаимосвязанных направления деятельности:

- управление физико-техническими рисками;
- управление рисками «человеческого фактора».

В комплексе, эти направления деятельности обеспечивают меры по «усилению защиты от возможного вредного влияния человеческого фактора на работу техники» [1] на предприятиях Государственной корпорации (ГК) «Росатом» как социотехнической системы в широком смысле слова.

«Вредное влияние» человеческого фактора выражается в негативных последствиях неправильных действий людей для деятельности социотехнических систем в целом.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Традиционно техническим вопросам безопасности в профессиональной подготовке и в работе по управлению персоналом на объектах использования

© В.Н. Абрамова, 2013

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

атомной энергии уделяется большое внимание, а вопросы человеческого фактора безопасности остаются практически в тени. Притом, что продуктивность и безопасность социотехнической системы в целом определяются уровнем надежности всех составляющих ее подсистем, каждая из которых имеет а) технические объекты и б) конкретных людей, создающих или эксплуатирующих технику. Очевидно, что безопасность техники зависит от уровня знаний, умений и ответственности этих людей.

Отметим, что надежность человека, в отличие от надежности техники, имеет очень важную составляющую, которая называется «успешностью».

Надежность человека в техническом значении определяется точностью и своевременностью выполнения им (как конкретным технологическим звеном в системе) производственных функций на заданном уровне качества, уровнем профессиональных трудовых компетенций (знаний, умений и навыков), а также возможностями и способностями применять знания адекватно производственным целям и задачам.

Успешность человека как понятие имеет психологическую основу, является следствием не только технико-экономической, но и социальной эффективности его трудозатрат, удовлетворенности трудом, самореализации в труде, общественного признания достижений человека; зависит от уровня его притязаний, мотивации достижений, коммуникативных качеств, мотивации избегания неудач и других профессионально важных личностных качеств, индивидуальных особенностей.

Важно обеспечить надежное функционирование людей, т.е. снижение рисков их ошибок на каждом из этапов жизненного цикла организаций, в каждом технологическом процессе, так как ошибки людей на предшествующих этапах зачастую служат причиной нарушений в работе технических систем или ошибок людей на более поздних этапах жизненного цикла. Так, неправильные технические или эргономические решения, ошибки в проектировании, в монтаже и наладке техники приводят к чрезмерной сложности управления техникой, к перегрузкам операторов, в конечном итоге, к ошибкам эксплуатационного персонала.

Можно отметить, что интегральным показателем готовности человека к работе служит уровень его психологической подготовленности к деятельности в меняющихся внешних условиях труда (от монотонных до аварийных условий) и в условиях изменений внутреннего психологического и физического состояния (от бодрости и интереса к работе до нервно-психического истощения, апатии и отвращения к ней). К настоящему времени в отечественной и зарубежной психологии создана обширная научная база и накоплен опыт применения методов формирования психологической подготовленности к работе, сопряженной с рисками. Психологическая подготовленность определяется тем, насколько человек уверен в своих профессиональных знаниях, в их адекватности его производственным задачам, в своих способностях решать эти задачи, а также такими качествами, как ответственность, самоконтроль, коммуникабельность, наличие чувства долга; обеспечивается мотивацией и психологическими установками на успешность и надежность действий, удовлетворенностью условиями и содержанием труда, адекватностью самооценки [2, 3].

Поэтому управление рисками человеческого фактора должно включать в себя не только подготовку по профессиональным знаниям и умениям, но и обеспечение психологической подготовленности людей к работе на всех эта-

пах жизненного цикла предприятий, от принятия решений по выбору мест для строительства предприятий до захоронения отходов ядерного производства.

Методология психологической подготовки содержит подходы, научные методы и методики функционально-структурного анализа деятельности, психологии формирования профессионально важных качеств, в том числе профессиональной мотивации и психологических установок высокой культуры безопасности и организационной культуры.



Рис. 1. Система управления человеческими ресурсами в организациях ГК «Росатом»

На рисунке 1 схематически показана система управления человеческими ресурсами в организациях ГК «Росатом», состоящая из подсистемы профессиональной и психологической подготовки персонала и управления успешностью деятельности каждого работника на индивидуальном уровне, и подсистемы управления успешностью работы персонала в целом, как коллектива, включая социальное управление и обеспечение социальной безопасности.

Психологические и психофизиологические ресурсы работающего человека определяют адекватность его реагирования на воздействие внешней среды, формируют состояние готовности к работе. Состояние имеет медицинский, физический, физиологический, психофизиологический и психологический аспекты.

Пока человек-оператор не коснулся переключателей на щите управления технического агрегата, социуму безразлично, в аспекте безопасности производства, как влияет среда на состояние этого человека. Однако в условиях непосредственной близости к средствам управления техническими устройствами человек при неблагоприятных обстоятельствах может превратиться в источник риска аварии или иного инцидента. Если функциональное состояние работника неадекватно (дрожат руки, внимание снижено и т.п.), вероятность совершения ошибки-промаха резко возрастает. При неадекватной мотивации (потеря интереса к работе, неудовлетворенность карьерным ростом и т.п.) протест против влияния социу-

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

ма выражается в осознанном неправильном действии, знания в конкретный критический момент не применяются, правила нарушаются.

РЕШЕНИЕ ЗАДАЧИ

Для профессиональной успешности важно воспитание таких психологических качеств, как ответственность, чувство долга, социально-психологический и психофизиологический самоконтроль, стрессоустойчивость, способность к саморегуляции психоэмоционального состояния. Формирование (воспитание) профессионально важных личностных и психофизиологических качеств возможно в процессе профессиональной подготовки персонала с учетом возрастных особенностей психики.

Психологическая подготовленность представляется важной составляющей социокультурных компетенций работников и руководителей всех уровней ответственности. В комплексе с профессиональными компетенциями (профессиональными знаниями, навыками и умениями) факторы психологической подготовленности определяются как *трудовые компетенции* работников и руководителей.

Методология психологической подготовки задана психолого-педагогической направленностью научного знания о поведении человека в условиях производства, содержит подходы, научные методы и методики формирования профессионально важных качеств, в том числе профессиональной мотивации.

Для создания эффективной среды обеспечения надежности и успешности функционирования людей в условиях отрасли в целом необходимы системные меры по профессиональной подготовке человеческих ресурсов в аспекте кадрового, организационного, инженерно-психологического и эргономического обеспечения всех видов потенциально опасных работ (относящихся к деятельности всех структур управляемого, инженерно-проектировочного, пусконаладочного, эксплуатационного, ремонтного персонала, а также специалистов, инспектирующих безопасность в атомной энергетике и промышленности). Это означает, что для минимизации рисков необходимо откорректировать систему подготовки персонала объектов использования атомной энергии, усилить в этой системе ту ее часть, которая дает знания о человеческом факторе в общей социотехнической системе — в ГК «Росатом». Речь идет не только о необходимых знаниях, умениях и навыках, но и о心理学ии работающего человека. Высокий уровень культуры безопасности может быть обеспечен при реальной приверженности работающих людей ценностям жизни, безопасности путем укрепления нравственного здоровья работников и руководителей, снизу доверху в социуме, что воспитывается в продолжении всей сознательной жизни человека.

Важнейшим элементом в системе формирования отношения работников к вопросам безопасности и продуктивности работ в организациях ГК «Росатом», соответствующим концепции культуры безопасности, являются знания о心理学ии людей. Знания о человеке, о закономерностях心理学ии поведения в штатных и нештатных ситуациях необходимы в повседневной работе инженера, в его общении с коллегами, с подчиненными и руководителями. Особенно важны психологические знания для руководителя любого уровня в работе по управлению персоналом. Знания о心理学ии работающих людей, о собственной心理学ии необходимы персоналу, руководителям на всех уровнях ответственности, на каждом из этапов жизненного цикла в атомной отрасли.

Таблица 1

Предложения по включению дисциплин психологического направления в учебные планы и программы подготовки специалистов технического профиля, а также специалистов медицинской физики, лечебного дела, дизайна, менеджмента для организаций ГК «Росатом»

Шифр и наименование специальности	Предложения по включению в РУП дисциплин
140400 – Техническая физика. Бакалавр техники и технологии	Психология культуры безопасности (ПКБ). Организационная психология (ОП). Эргономика (Э)
140305 – Ядерные реакторы и энергетические установки. Инженер-физик	ПКБ, ОП, Э.
140306 – Электроника и автоматика физических установок. Инженер-физик	ПКБ, Инженерная психология (ИП), Э
140404 – Атомные электрические станции и установки. Инженер-физик-теплоэнергетик	ПКБ, ОП, Э
140801 – Электроника и автоматика физических установок. Инженер	ПКБ и ОП, ИП, Э
141403 – Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг. Инженер	ПКБ, ОП, Э
150600 – Материаловедение и технология новых материалов. Бакалавр техники и технологии	ПКБ и ОП
150601 – Материаловедение и технология новых материалов. Инженер	ПКБ, ОП, Э I
200102 – Приборы и методы контроля качества и диагностики. Инженер	ПКБ и ОП, ИП и Э
230000 – Информатика и вычислительная техника. Бакалавр, магистр техники и технологий	ПКБ, ИП и Э, Педагогическая психология (ПП)
230102 – Автоматизированные системы обработки информации и управления. Инженер	ПКБ и ОП, ИП и Э, ПП
230201 – Информационные системы и технологии. Инженер	ПКБ и ОП, ИП и Э, ПП
230101 – Вычислительные машины, комплексы, системы и сети. Инженер-системотехник	ПКБ, ОП, Психология труда и Э
010707 – Медицинская физика. Физик	ПКБ, Э
010701 – Физика. Бакалавр, магистр физики	ПКБ, ОП, Э
140307 – Радиационная безопасность человека и окружающей среды	ПКБ, ОП, Э
510200 – Прикладная математика и информатика. Бакалавр прикладной математики и информатики	ОП, Психология мышления, Э
510400 – Физика. Бакалавр, магистр физики	ПКБ, ОП, Э
080500 – Менеджмент. Бакалавр, магистр менеджмента	ПКБ, ОП, ПП
080507 – Менеджмент организации. Менеджер	ПКБ, ОП, ПП
060101 – Лечебное дело. Врач	Деонтология, Медицинская психология
080100 – Экономика. Бакалавр, магистр экономики	Психология управления, ОП
070601 – Дизайн. Дизайнер	ИП, Психология образного мышления, Психология творчества

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

НОВЫЕ ИДЕИ

Методологическая основа решения указанных вопросов определяется необходимостью и спецификой решения четырех задач управления человеческими ресурсами (ЗУЧР) на каждом из этапов жизненного цикла:

- определение условий труда, организационных факторов и трудовых компетенций ответственных лиц, принимающих важные решения о стратегии развития отрасли, о количестве и качестве человеческих ресурсов, необходимых для постановки и решения реалистичных и целесообразных стратегических задач развития отрасли, формирование соответствующих компетенций в системе профессиональной подготовки;
- определение и формирование трудовых компетенций руководителей, исследователей, специалистов и инженеров, разрабатывающих технические устройства, проектирующих и конструирующих, испытывающих новые технические средства на предприятиях ГК «Росатом»;
- определение и формирование трудовых компетенций руководителей, специалистов и инженеров, занятых на этапе пуско-наладочных работ на предприятиях ГК «Росатом»;
- определение и формирование трудовых компетенций руководителей, специалистов и инженеров, занятых на этапе эксплуатации техники на предприятиях ГК «Росатом».

В таблице 1 приведены *предложения* по введению в образовательные стандарты, в учебные планы и программы подготовки дисциплин, представляющих познавательную базу формирования должного отношения и основу для профессиональной деятельности специалистов в процессе обучения в НИЯУ МИФИ.

Предложены дисциплины по психологической подготовке к проектированию деятельности человека, по оптимизации эргономических и технологических условий труда и по управлению успешностью деятельности. Предложены также важные для формирования адекватного отношения к личностным особенностям людей дисциплины для подготовки специалистов по медицинской физике, лечебному делу, менеджменту и экономике, промышленному дизайну.

В рамках указанных в табл. 1 дисциплин должны быть предусмотрены практические занятия по формированию организационной культуры, культуры безопасности, а также по основам саморегуляции психоэмоционального состояния, самоконтролю и самооценке успешности у студентов, по получению навыков применения основ психологического знания в дальнейшей работе на производстве.

Время ставит новые задачи. Одна из них – формирование руководителей нового поколения, которые смогут не только успешно работать сейчас и в перспективе на российских площадках, но и прийти в международные проекты и работать с иностранным персоналом, на строящихся атомных станциях по российским проектам в Китае, Вьетнаме, Индии, Турции, Иране, в Болгарии. В НИЯУ МИФИ развивается на площадке ИАТЭ в Обнинске международная программа подготовки иностранных специалистов из этих стран, есть вопросы по адаптации студентов иностранцев, последствия которых непременно от-

разятся в процессах взаимопонимания на производстве в будущем, на отношении к нашим специалистам и руководителям за рубежом.

Задача современности – формирование способностей к коммуникациям и к деятельности на должном уровне культуры безопасности в международной среде.

Работы психологической службы отрасли, предшествующие внедрению психологических знаний в систему вузовской подготовки кадров для организаций ГК «Росатом», составляют научно-методическую основу психологического обеспечения надежности и успешности работы персонала организаций ГК «Росатом» и содержат следующие направления [2, 3].

- Изучение компетенций на рабочих местах на ядерных объектах, разработка критериев профессионального соответствия, совершенствование профессиональных стандартов.
- Научно-методическое обеспечение и проведение анализа трудовых компетенций по должностям сотрудников ядерных объектов.
- Изучение психологического профиля (данных стандартизированного тестирования) сотрудников ядерных объектов и определение влияния индивидуальных особенностей на профессиональную надежность и успешность деятельности, создание профессиональных стандартов в части психологических качеств работников и руководителей.
- Проведение «оценки» руководителей и работников ядерных объектов в соответствии с профессиональными стандартами. Разработка и совершенствование нормативной методической документации психолога по оценке персонала и другим задачам по управлению персоналом.
- Организация и проведение подготовки и повышения квалификации психологов на кафедре психологии в ИАТЭ для работы в структурах объектов использования атомной энергии.
- Выполнение психофизиологических и психологических обследований, выделение групп рисков (так называются группы лиц, нуждающихся в коррекции или реабилитации профессионально важных качеств, мотивации) по направлениям выявленных слабых характеристик и выполнение мер функциональной реабилитации и психокоррекции руководителей и работников ядерных объектов.
- Программное обеспечение создания и ведение базы данных по результатам психологических и психофизиологических обследований персонала ядерных объектов, результатов анализа факторов социальной безопасности.
- Проведение семинаров, посвященных проблемам культуры безопасности, надежности человеческого фактора, успешности работы персонала и проблемам обеспечения надежности.
- Разработка, совершенствование и применение научно-методического обеспечения работы специалистов по человеческому фактору в составе комиссий по расследованию нарушений в работе организаций с участием человеческого фактора, а также в анализе нарушений в работе незначительного для безопасности уровня.
- Создание и ведение банка данных по неправильным действиям

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

персонала, приведшим к нарушениям в работе АС и других организаций, а также по непосредственным и коренным причинам неправильных действий.

– Эргономическое обследование условий труда персонала, технологий и технической документации.

– Социально-психологические исследования климата в трудовых коллективах.

– Разработка профессиональных требований и участие в аттестации подразделений психологической службы на ядерных объектах на право ведения работ в области их компетенций.

– Разработка проблем профессиональной надежности и профессиональной успешности персонала в условиях изменений технологий и рабочих функций персонала.

– Анализ кадровых проблем на ядерных объектах, построение прогноза ситуации социальной напряженности и разработка рекомендаций для руководства по урегулированию проблем и конфликтов.

– Анализ непосредственных и коренных причин неправильных действий персонала в случаях нарушений в работе ядерных объектов и разработка рекомендаций по предупреждению ошибок персонала мотивационного характера, связанных со снижением культуры безопасности, а также ошибок по незнанию, промахов.

– Научно-методическое сопровождение подготовки и переподготовки персонала в службах подготовки персонала: в учебно-тренировочных пунктах и других учебных подразделениях.

Указанные направления деятельности психологической службы создают условия для работы целостной системы психологической поддержки персонала в процессе профессиональной подготовки и производственной деятельности. При правильной постановке деятельности психологической службы в организации целенаправленное формирование профессионала начинается со школьной скамьи, продолжается в вузе и повышает безопасность и эффективность работы людей на производстве.

В настоящее время создана база для дальнейшего развития этой системы. На атомных станциях, на многих предприятиях ГК «Росатом» созданы и успешно функционируют более 35-ти лабораторий психофизиологического обеспечения, где работают специалисты-психологи, социологи и физиологи. Только на атомных станциях более 10000 работников проходят психофизиологическое обследование, около 7000 работников получают психологическую и психофизиологическую поддержку. В рамках обеспечения профессиональной надежности, сохранения, поддержания и повышения уровня профессиональной работоспособности и успешности деятельности работников АЭС проводятся

– консультации для оперативного персонала и членов их семей;

– тренинги перед занятиями на полномасштабных тренажерах;

– психологические занятия по коррекции психоэмоционального состояния.

В ходе психолого-педагогического сопровождения учебного процесса проводится ежегодно более 3000 часов психологических занятий, в которых при-

нимает участие более 5600 человек в год. В настоящее время на московской площадке НИЯУ МИФИ и на кафедре психологии ИАТЭ НИЯУ МИФИ в научно-исследовательской лаборатории психологии труда и управления разрабатывается методическое обеспечение применения бесконтактных методов использования биоинформации, которые значительно раздвинут горизонт психологического обеспечения надежности работы персонала. Психологи ЛПФО АС участвуют в работе комиссий по расследованию нарушений в работе АЭС; ими проводятся социально-психологические исследования, ежегодный мониторинг по оценке индикаторов культуры безопасности.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Учебные программы и программы дисциплин, направленных на психологическую подготовку персонала промышленных предприятий в вузе, должны быть ориентированы на изучение психологии культуры безопасности, организационной психологии, психологии мотивационно-установочной регуляции деятельности, инженерной психологии и психологии труда, возрастной и дифференциальной психологии, социальной психологии труда, психологии развития личности, психологии надежности и успешности деятельности, педагогической психологии.

Для решения практических проблем профессорско-преподавательского состава по формированию психологической готовности студентов – будущих работников организаций ГК «Росатом» применимы профессиональные психологические методы анализа и инженерно-психологического проектирования деятельности, методы формирования мотивации и психологических установок. Применимы тренинговые технологии по формированию психологической готовности человека к работе, включая тренинги на стрессоустойчивость, на эмоциональную уравновешенность, развитие самоконтроля и на саморегуляцию функционального состояния.

Инновационный подход к решению проблем повышения надежности, связанных с человеческим фактором, посредством поиска и внедрения психологических знаний, данных науки об управлении успешностью деятельности персонала в учебный процесс подготовки кадров для организаций ГК «Росатом» позволит эффективнее решать задачи достижения высокого уровня культуры безопасности и организационной культуры производства.

Литература

1. Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года, утвержденные Приказом Президента РФ № Пр-539 от 1 марта 2012 г.
2. Абрамова В.Н. Организационная психология, организационная культура и культура безопасности в атомной энергетике. Часть 1, 2./ М.– Обнинск: Изд-во ИГ-СОЦИН. 2011.
3. Труды психологической службы в атомной энергетике и промышленности.– Обнинск: Изд-во ИГ-СОЦИН. 2002 – 2010. Том 1-4.

Поступила в редакцию 30.04.2013

УДК 621.039.543.6

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ГЛОБАЛЬНОЙ АЭ В ПРЕДПОЛОЖЕНИИ НЕОДНОРОДНОГО РАЗВИТИЯ МИРА

А.Ф. Егоров, В.В. Коробейников, Е.В. Поплавская, Г.А. Фесенко
ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Исследуется модель развития мировой атомной энергетики до 2100 г. Для сравнительного анализа сценариев перехода к устойчивым ядерно-энергетическим системам используются модели неоднородного развития мира с учетом специфики развития стран. Выбранные модели максимально, по мнению международных экспертов, приближены к реальной будущей картине мира. Модельные сценарии глобального развития АЭ до 2100 г. являются взаимозависимыми, и сформулированы так, чтобы суммарная мощность АЭ по всем сценариям оставалась постоянной и равной 5000 ГВт к 2100 г. для высокого варианта развития и 2500 ГВт – для умеренного.

Ключевые слова: моделирование топливного цикла, легководные реакторы, тяжеловодные реакторы, реакторы на быстрых нейтронах, синергия, природный уран, оптимизация, мировая ядерная энергетика, топливные балансы.

Key words: nuclear fuel cycle modeling, light water reactors, heavy water reactors, fast breeder reactors, synergy, natural uranium, optimization, Global Nuclear Energy, fuel balance.

ВВЕДЕНИЕ

Руководящий комитет ИНПРО (Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам) МАГАТЭ [1] в 2011 г. принял план действий на период 2011–2017 гг. В нем перечислены основные направления деятельности ИНПРО, центральным из которых является «Глобальное видение и сценарии развития атомной энергетики в XXI веке». Основным итогом работы по проекту проекта ИНПРО в 2012 г. стало создание уникальной международной программно-аналитической платформы и базы данных для сравнительного анализа сценариев перехода к устойчивым ядерно-энергетическим системам, включающим в себя модели неоднородного развития мира с учетом специфики развития стран, максимально, по мнению экспертов, приближенные к реальной будущей картине мира. Такие модели позволят выявить области взаимовыгодного сотрудничества между странами и определить многосторонние подходы к решению проблем АЭ. Авторы данной работы участвовали в международных исследованиях в рамках ИНПРО. В статье приводится часть наиболее интересных результатов расчетов сценариев развития атомной энергетики мира с использованием программного комплекса MESSAGE [2].

© А.Ф. Егоров, В.В. Коробейников, Е.В. Поплавская, Г.А. Фесенко, 2013

ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ ГЕТЕРОГЕННОГО РАЗВИТИЯ МИРОВОЙ АЭ, ВЫБОР СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ГЛОБАЛЬНОЙ АЭ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

Анализируются два варианта развития мировой атомной энергетики:

- умеренный рост мощностей (2500 ГВт эл. к 2100 г. – вариант 1);
- высокий рост мощностей (5000 ГВт эл. к 2100 г. – вариант 2).

Согласно отчету GAINS (подпроект ИНПРО) [1], глобальная структура АЭ может быть представлена в виде трех групп стран – NG1, NG2 и NG3.

В проекте разработан новый подход по объединению стран в группы по негеографическому принципу, т.е. группы объединяют страны, обладающие похожими стратегиями в области ЯТЦ, в особенности, подходами к обращению с ОЯТ, а также похожими национальными задачами в области развития АЭ. Таким образом, первая группа (NG1) включает в себя страны с развитыми технологиями топливного цикла. Они намерены развивать и внедрять инновационную ЯЭС и, по возможности, скорее довести ее до коммерческого уровня. К ним относятся страны, которые в своих стратегиях развития АЭ рассматривают переработку ОЯТ и переход к АЭ на основе замкнутого топливного цикла и быстрых реакторов.

Ко второй группе (NG2) относятся страны, имеющие значительный опыт в использовании АЭ и освоенные технологии начального этапа ЯТЦ (конверсия, обогащение, производство свежего топлива), но не планирующие внедрения инновационной ЯЭС в скором времени. В области обращения с облученным топливом они рассматривают открытый топливный цикл, т.е. хранение и захоронение ОЯТ.

К третьей группе (NG3) относятся страны-«новички», которые рассматривают атомную энергетику для диверсификации источников энергоснабжения. Они имеют только реакторы и пока не определились с дальнейшей стратегией топливного цикла могут выбрать либо открытый ЯТЦ, либо переработку ОЯТ в группе стран NG1.

В исследованиях модель неоднородного развития мира рассматривается двояко. В первом случае группы стран развиваются по отдельности, а во втором случае предполагается взаимодействие групп стран для решения общих задач по захоронению и переработке ОЯТ.

Математическая модель включает в себя три типа реакторов: быстрые – БР, FR, водо-водяные – ВВЭР, LWR и тяжеловодные – HWR. При этом в первой группе стран (NG1) работают реакторы LWR и FR, в группе NG2 – реакторы LWR и HWR, в группе NG3 – только реакторы LWR.

Согласно модельным представлениям развития атомной энергетики на 2008–2100 гг. и на перспективу до 2130 г., предполагается сохранение доли тяжеловодных реакторов HWR на уровне 6% от суммарных мощностей всех групп стран NG1, NG2, NG3.

В модель также заложен ввод быстрых реакторов по следующей схеме:

- с 2021 по 2030 гг. ежегодный рост мощностей по 1 ГВт (э) (10 ГВт к 2030 г.);
- с 2031 по 2050 гг. по 9.5 ГВт (э) ежегодно (200 ГВт к 2050 г.) для варианта 1 и по 19.5 ГВт (э) ежегодно (400 ГВт к 2050 г.) для варианта 2;
- с 2051 г. БР вводятся исходя из наличия плутония с максимально возможной долей быстрых реакторов.

Технические характеристики технологий ЯТЦ, использованные в модели, рассмотрены в работе [3].

Более детальный перечень модельных предположений программы MESSAGE (расчетные возможности модели, сведения о технических характеристиках тепловых и быстрых реакторов, истории ввода блоков LWR, HWR, инфраструктура, ресурсные

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

ограничения, концептуальная схема ЯТЦ, стоимостные характеристики рассматриваемых технологий) представлен в работе [1].

Согласно схеме и заложенному модельному предположению, 50% ОЯТ из реакторов стран NG3 будут поступать на переработку в страны NG1, а оставшиеся 50% поступят в хранилища стран NG2.

ВАРИАЦИИ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ГЛОБАЛЬНОЙ АЭ ПО ПРОЕКТУ SYNERGIES

Моделирование сценариев развития глобальной атомной энергетики с умеренным (вариант 1) и высоким (вариант 2) ростом мощности включает в себя моделирование в каждом варианте базового сценария развития и четырех дополнительных. Сценарии различаются между собой соотношениями в распределении мощности АЭ между группами стран NG1, NG2 и NG3. Кроме того, все сценарные варианты предполагают как независимое развитие атомной энергетики в выделенных группах, так и их синергическое (межгрупповое) взаимодействие для достижения обобщенных выгод от сотрудничества. В итоге получается более 30-ти анализируемых вариантов расчета.

В таблицах 1 – 5 показаны исходные данные и результаты работы сценариев математической модели только по высокому (вариант 2) росту мощностей АЭ к 2100 г. в трех группах стран. Расширенная информация о сценариях вариантов 1 и 2 приводится в работе [4].

Таблица 1

Вариант 2. Сценарий 1 Минимальное количество ОЯТ. Низкая доля группы стран NG2 (снижение мощности в NG2 с 25 % в 2008 г. до 10 % к 2100 г.)

Год	NG1	NG2	NG3	Всего, ГВт
2008	224	75	0	298
2030	517	150	33	700
2050	1091	272	137	1500
2100	3500	500	1000	5000

Таблица 2

Вариант 2. Сценарий 2 Высокая доля группы стран NG1 (увеличение мощности в NG1 с 50 % в 2008 г. до 65 % к 2100 г.)

Год	NG1	NG2	NG3	Всего, ГВт
2008	149	149	0	298
2030	358	308	33	700
2050	853	510	137	1500
2100	3250	750	1000	5000

Таблица 3

Вариант 2. Сценарий 3 (базовый) (разбивка мощности по группам стран: 40, 40, 20% в 2100 г.)

Год	NG1	NG2	NG3	Всего, ГВт
2008	149	149	0	298
2030	333	333	33	700
2050	682	682	137	1500
2100	2000	2000	1000	5000

Таблица 4

**Вариант 2. Сценарий 4. Высокая доля группы стран NG2
(увеличение мощности в NG2 с 50 % в 2008 г. до 65 % к 2100 г.)**

Год	NG1	NG2	NG3	Всего, ГВт
2008	149	149	0	298
2030	308	358	33	700
2050	510	853	137	1500
2100	750	3250	1000	5000

Таблица 5

**Вариант 2. Сценарий 5.
Минимальная переработка ОЯТ. Низкая доля группы стран NG1
(снижение мощности в NG1 с 35 % в 2008 г. до 10 % к 2100 г.)**

Год	NG1	NG2	NG3	Всего, ГВт
2008	104	194	0	298
2030	203	463	33	700
2050	354	1009	137	1500
2100	500	3500	1000	5000

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ СЦЕНАРИЕВ

В ходе работы было проведено сравнение результатов моделирования математической модели развития мировой атомной энергетики при независимом и синергическом развитии ее в каждой из трех групп стран. В соответствии с табл. 1–5 рассмотрено пять сценариев.

Получено 15 сценарных вариантов развития АЭ с ключевыми показателями по каждому сценарию и по каждой группе стран:

- структура генерирующих мощностей АЭ;
- суммарное потребление природного урана;
- разделительные работы;
- производство топлива;
- переработка топлива;
- накопление и потребление плутония;
- отработавшее топливо в хранилищах (с учетом охлаждаемого топлива).

Данные таблиц позволяют сделать вывод о том, что в системе мировой атомной энергетики у групп стран NG1 и NG2 есть коридоры роста мощностей АЭ при реализации сценариев с минимальным количеством ОЯТ (сценарий 1) и с минимальным количеством мощностей по переработке ОЯТ (сценарий 5), причем в регионе стран NG1 сценарий 1 является верхним ограничением по мощности АЭ, а сценарий 5 – нижним. В группе стран NG2 сценарии по верхнему и нижнему ограничениям мощности меняются местами. В странах группы NG3 предусматривается один сценарий распределения мощностей АЭ до 2100 г., соответствующий базовому сценарию 3.

При такой концепции моделирования наибольший интерес представляют следующие характеристики рассматриваемых систем:

- баланс тепловых и быстрых реакторов в странах NG1 (рис. 1);
- количество потребленного природного урана в группе стран NG1, NG2 и NG3 (рис. 2);
- количество ОЯТ в группе NG1 (рис. 3).

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

На указанных рисунках расчетные сценарии обозначены соответствующими номерами над диаграммами. Эти номера аналогичны номерам сценариев в табл. 1 – 5.

Представленные на диаграммах сценарии:

- сценарий 1 – минимальное количество ОЯТ; низкая доля мощности АЭ в странах NG2; максимальная переработка ОЯТ в странах NG1;
- сценарий 2 – высокий рост мощности АЭ в странах NG1 от 50% в 2008 г. до 65% к 2100 г.;
- сценарий 3 (базовый) – разбивка мощности АЭ по всем трем группам стран: 40, 40, 20% в 2100 г.;
- сценарий 4 – высокий рост мощности АЭ в странах NG2 от 50% в 2008 г. до 65% к 2100 г.;
- сценарий 5 – минимальная переработка ОЯТ; низкая доля мощности АЭ в странах NG1; максимальное количество ОЯТ в NG2.

Каждые два столбца диаграмм, относящихся к одному сценарию, включают в себя результаты двух вычислений значения определяемого параметра: левый столбец – при независимом развитии атомной энергетики в каждой группе стран; правый (отмеченный «звездочкой» *) – в условиях взаимодействия групп стран между собой (синергия). Когда эффект взаимодействия оказывает влияние на результат, между односценарными столбцами диаграммы появляется «ступенька» в ту или другую сторону в зависимости от направленности эффекта. Это условие справедливо для всех диаграмм, анализируемых ниже.

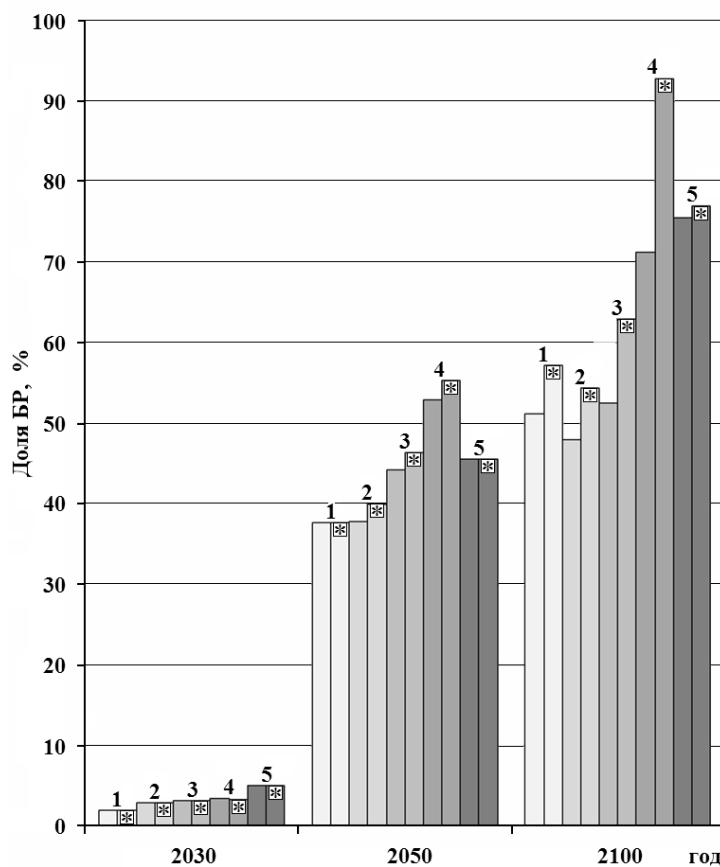


Рис. 1. Доля быстрых реакторов (БР) в структуре АЭ стран региона NG1

Из рисунка 1 видно, что в случае высокого роста мощностей мировой АЭ во всех

сценариях регионального развития до 2030 г. включительно доля быстрых реакторов в структуре энергетики стран NG1 не зависит от того, взаимодействуют или не взаимодействуют группы стран между собой. Однако после 2030 г. во втором, третьем и четвертом сценариях появляется эффект взаимодействия, вызвавший заметное увеличение доли БР в странах NG1. В 2100 г. разница между синергическим сценарием и сценарием независимого развития в этих пяти сценариях составляет 6, 6.5, 10.4, 21.6 и 1.5% соответственно по числу быстрых реакторов. Из рисунка также можно заключить, что доля БР в структуре АЭ сильно зависит от сценария наращивания мощностей в первой группе стран, а также от развития АЭ во второй группе. В целом к 2050 г. доля БР в странах NG1 может достичь 53–55% (без учета и с учетом взаимодействия), а к 2100 г. соответственно 71–93%, т.е. доля синергии составляет 21.6%.

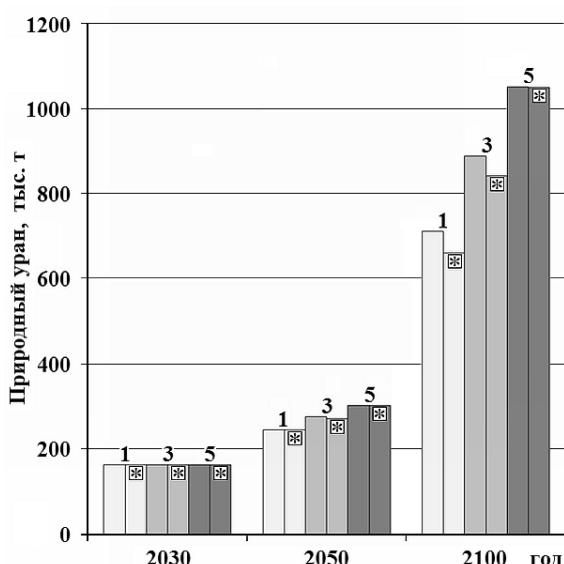


Рис. 2. Ежегодное потребление природного урана всеми регионами

На рисунке 2 представлено ежегодное потребление природного урана в группах стран. Это потребление минимально в сценарии 1 («Минимальное количество ОЯТ») и максимально в сценарии 5 («Минимальная переработка ОЯТ»). Потребление стабильно возрастает к концу столетия. При развитии мировой АЭ синергический эффект в тех сценариях, где он проявляется, например, в 2100 г. снижает годовое потребление природного урана на 30 – 40 тыс. т, хотя абсолютное годовое потребление, естественно, максимально в высоком варианте развития АЭ и достигает 1050 тыс. т в пятом сценарии (рис. 2).

На рисунке 3 представлена динамика накопления ОЯТ в регионе NG1 в различные временные промежутки при развитии мировой атомной энергетики. Здесь имеется особенность, проявляющаяся в том, что количество ОЯТ в сценариях 1–4 в 2100 г. больше, чем в 2050 г. Это объясняется тем, что в регионе NG1 с 2050 г. начинается интенсивный рост мощности АЭ, в том числе за счет большой доли блоков с реакторами БР в структуре атомной энергетики (рис. 1). Облученное ядерное топливо накапливается на складах по-разному. Для первых четырех сценариев в каждый из рассмотренных моментов времени наблюдается тенденция уменьшения количества накапливающегося ОЯТ от сценария 1 последовательно к сценарию 4. Синергия от взаимодействия наиболее сильно проявляется к 2100 г. в сценарии 5, увеличив количество накаплившегося облученного топлива

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

в девять с половиной раз по сравнению с предположением независимого развития регионов и превысив тем самым уровень 2030 г.

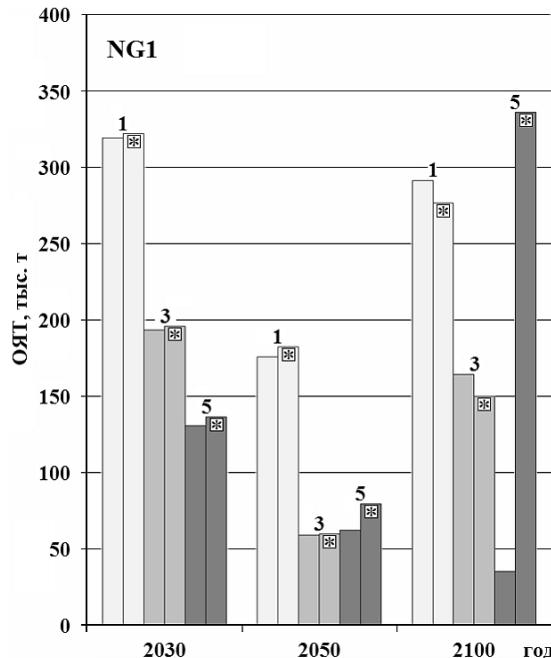


Рис. 3. Накопление ОЯТ в регионе NG1

Таким образом, наиболее опасным с точки зрения накопления ОЯТ является сценарий 5 «Минимальная переработка ОЯТ», в котором не очень сильно проявляясь в 2030 г. (136 тыс. т), начинается сильный рост запасов облученного топлива на складах, достигая к 2100 г. в регионе NG1 35 тыс. т ОЯТ при независимом развитии регионов и 336 тыс. т отработавшего топлива при синергии. Это максимальное количество ОЯТ в сравнении с другими сценариями высокого варианта. Оказывает влияние также количество ОЯТ, которое технологически невозможно перерабатывать из-за необходимости соблюдать время выдержки его в пристанционных хранилищах.

ВЫВОДЫ

Модельные сценарии глобального развития АЭ до 2100 г. являются взаимозависимыми и сформулированы таким образом, чтобы суммарная мощность АЭ по всем сценариям оставалась постоянной и равной 5000 ГВт к 2100 г. для высокого варианта развития и 2500 ГВт – для умеренного. Страны третьего региона NG3 (новички) имеют одинаковый сценарий развития в обоих вариантах.

При усилении роста АЭ в странах NG1 замедляется рост АЭ в странах NG2, и наоборот. При этом сумма мощностей АЭ всех регионов остается неизменной.

Расчетные исследования различных сценариев показали следующее:

- доля БР в первом регионе стран (NG1) зависит не только от темпа роста установленных мощностей в регионе, но и от роста мощностей в странах NG2;
- в сценариях совместного развития (синергия) атомной энергетики доля БР становится выше, чем при раздельном развитии регионов;
- при независимом развитии АЭ в регионах количество ОЯТ сокращается только в первом регионе, а во втором и третьем растет;
- в сценариях совместного развития объем ОЯТ во втором регионе стран растет быстрее, чем при раздельном развитии и поэтому возникает необходимость

планирования дополнительных объемов хранилищ на их территории. Снижение суммарного количества ОЯТ в мире при таком сценарии развития возможно только за счет первого региона, владеющего технологией его переработки. Объем ОЯТ в странах третьего региона в сценариях совместного развития становится минимальным.

Снижение потребностей в природном уране за счет БР, вводимых в первом регионе, делает использование урана экономически более эффективным для второго и третьего регионов.

Суммарное по всем регионам количество ОЯТ к 2100 г. будет минимальным в сценарии 1 «Минимальное количество ОЯТ – максимальная переработка ОЯТ в странах NG1». Высокий темп развития АЭ в странах первого региона оказывает существенное влияние на снижение суммарного ОЯТ.

Суммарное потребление природного урана будет минимальным также при высоком темпе развития АЭ в странах первого региона.

Сотрудничество в развитии АЭ, несомненно, будет выгодно и в итоге приведет к существенной экономии природного урана и постепенному снижению в мире количества ОЯТ.

Литература

1. Global architecture of innovative nuclear energy systems based on thermal and fast reactors including a closed nuclear fuel cycle (GAINS): A report of the international project on innovative nuclear reactors and fuel cycles (INPRO) IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NP-T-XX.
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA tools and Methodologies for Energy System Planning and Nuclear Energy System Assessments. IAEA brochure, 2009.
3. Егоров А.Ф., Коробейников В.В., Поплавская Е.В., Фесенко Г.А. Оценка чувствительности модели развития ядерной энергетики России к возможным изменениям выбранных экономических параметров // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №3. С. 53–62.
4. Егоров А.Ф., Коробейников В.В., Поплавская Е.В., Фесенко Г.А. Анализ сценариев развития глобальной АЭ, разработанных в рамках проекта GAINS. Расчетные исследования выбранных сценариев развития глобальной АЭ в предположении неоднородного развития мира с использованием программного комплекса MESSAGE / Препринт ФЭИ №3231, 2013.

Поступила в редакцию 14.02.2013 г.

ВЫЖИГАНИЕ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В ЖЕСТКИХ НЕЙТРОННЫХ СПЕКТРАХ

Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



С целью уничтожения младших актинидов (неptуния, америция, кюрия) путем их деления обсуждаются возможные пути повышения средней энергии нейтронов в ядерных энергетических установках: использование в инновационных быстрых реакторах слабо замедляющего теплоносителя из обогащенного свинца-208, оптимизация размеров активных зон критических и подкритических реакторов, использование высокообогащенного топлива и выжигание младших актинидов в нейтронных спектрах деления урана-235 или плутония.

Ключевые слова: быстрые реакторы, младшие актиниды и их деление, пути ужесточения нейтронного спектра.

Key words: fast reactors, minor actinides and their fission, ways of neutron spectrum hardening.

ВВЕДЕНИЕ

По принятым оценкам, отработанное топливо ядерных реакторов на тепловых нейтронах содержит 95% урана, 4% продуктов деления ядер (технеций-99, цезий-137, йод-129 и др.), 1% изотопов плутония и 0,1% младших актинидов (неptуний-137, америций-241, 243, кюрий-242, 244, 246, 248). В настоящее время продукты деления ядер и младшие актиниды (МА) содержатся в специальных хранилищах, причем долгоживущие и альфа-активные МА представляются наиболее опасными отходами для последующих сотен лет. Хотя количество накопленных к настоящему времени МА относительно мало (не более нескольких сотен тонн в мире), уничтожение их является актуальной и пока нерешенной проблемой. В ряде работ, в том числе в работах авторов [1–3], указывалось, что уничтожение МА путем деления в спектрах реакторов на быстрых нейтронах (БР) представляется более предпочтительным, нежели путем трансмутации в тепловых спектрах. Облучение МА в нейтронных спектрах тепловых и промежуточных энергий приводит к образованию калифорния-249, еще более опасного, нежели МА. Преимущества БР заключаются в избытке нейтронов в области энергий выше 0,1 МэВ, при которых МА начинают делиться. Сечения деления МА с ростом энергии значительно растут и достигают величин порядка двух барн при энергиях

© Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин, 2013

нейтронов, соответствующих спектрам деления урана и плутония. В реализованных БР средняя энергия нейтронов не превышала 0,5–0,6 МэВ. Наиболее приемлемым считается уничтожение МА в подкритических бланкетах ускорительно-управляемых систем (УУС), однако ныне разрабатываемая в Бельгии пилотная установка MYRRHA с мощностью подкритического бланкета до 100 МВт может быть запущена не ранее 2024 г.

Следует отметить, что программа уничтожения МА является долгосрочной, и она интенсивно осуществляется во Франции, Японии, США и других странах.

Пути повышения эффективности выгорания МА в БР обычно связывают с выбором активной зоны (АЗ), обеспечивающей наиболее жесткий спектр нейтронов.

Вместе с тем, в АЗ проектируемых БР значительна объемная доля теплоносителя, и он может оказывать значительное влияние на замедление нейтронов.

В настоящее время наряду с хорошо отработанным натриевым теплоносителем в ряде инновационных проектов предлагается и более тяжелый теплоноситель на основе свинца или свинца-висмута.

В статье обсуждаются возможные пути повышения средней энергии нейтронов в ядерных энергетических установках: использование в инновационных БР слабо замедляющего теплоносителя из обогащенного свинца-208, оптимизация размеров активных зон БР и УУС, использование высокообогащенного топлива и выжигание МА в нейtronных спектрах деления урана или энергетического плутония.

ПОВЫШЕНИЕ СРЕДНЕЙ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНОВ ЗА СЧЕТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ИЗ СВИНЦА-208

В ряде инновационных проектов в БР предлагается использовать тяжелый теплоноситель из природного свинца или эвтектики свинца-висмута. При этом объемная доля теплоносителя в активной зоне (АЗ) может составлять до 60%, как это, например, предложено в проекте РБЕЦ-М электрической мощностью 340 МВт [4]. В этом случае и при больших размерах АЗ энергия нейтронов будет определяться замедляющими свойствами теплоносителя наряду с топливом и конструкционными материалами. В работах [1–3] отмечалось, что одним из слабозамедляющих теплоносителей является свинец, обогащенный по изотопу свинец-208. Первый уровень возбуждения этого ядра (в природном свинце содержится 52,3% свинца-208) составляет 2,61 МэВ, у остальных стабильных изотопов свинца уровня возбуждения значительно ниже: у свинца-207 (22,6%) – 0,57 МэВ, свинца-206 (23,6%) – 0,80 МэВ, свинца-204 (1,5%) – 0,90 МэВ. Соответственно, порог сечения неупругого рассеяния нейтронов на свинце-208 составляет 2,61 МэВ, в то время как для природного свинца (^{nat}Pb) он находится в районе 1 МэВ. Согласно библиотеке BROND-2, одногрупповое сечение неупругого рассеяния на свинце-208, усредненное по спектру нейтронов деления урана-235, составляет 0,2781 барн, а для природной смеси изотопов свинца это сечение в 2,5 раза выше (0,6868 барн) [5].

Рассчитывались средние энергии нейтронов АЗ проектируемого реактора РБЕЦ-М с двумя теплоносителями – свинец-208 и свинец-висмут. Спектры нейтронов рассчитывались по программе MCNP5 [6] с использованием исходных данных реактора РБЕЦ-М. Средние энергии нейтронов рассчитывались, соглас-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

но выражению $\langle E_n \rangle = \sum E_n \phi_n / \sum \phi_n$, в подзонах, охлаждаемых теплоносителями $^{208}\text{Pb}/^{nat}\text{Pb}$ (E_n – средняя энергия нейтронов в энергетической группе g (число групп $g = 28$) системы БНАБ-93, ϕ_n – плотность потока нейтронов в энергетической группе g , суммирование ведется по всем группам g , где плотность нейтронного потока практически отлична от нуля). Аналогично рассчитывались одногрупповые сечения деления Am-241, $\langle \sigma_{fis} \rangle$.

При замене штатного свинцово-висмутового теплоносителя реактора РБЕЦ-М на теплоноситель из свинца-208 все исходные данные, кроме топливной загрузки, оставались неизменными. Для выхода на критический режим ($k_{\text{эфф}} = 1,01$) обогащение энергетическим плутонием в уран-плутониевом нитридном топливе было уменьшено со штатных 13,7% до 13,0%. Данные об объемных долях теплоносителя в подзонах А3-1, 2, 3 и боковом экране (БЭ) реактора РБЕЦ-М были взяты из работы [7].

Результаты выполненных расчетов приведены в табл.1.

Таблица 1

Нейтронно-физические параметры в подзонах А3-1,2,3 и БЭ реактора РБЕЦ-М [4], охлаждаемого теплоносителями ^{208}Pb (жирный шрифт) / $^{nat}\text{Pb-Bi}$ (тонкий шрифт)

Параметр	А3-1 внутренняя подзона	А3-2 средняя подзона	А3-3 внешняя подзона	БЭ боковой экран
Средняя энергия $\langle E_n \rangle$, МэВ	0,42 / 0,40	0,44 / 0,42	0,44 / 0,43	0,27 / 0,25
Относительное изменение $\langle E_n \rangle$, %	6,36	4,73	2,88	6,10
Объемная доля теплоносителя	0,625	0,573	0,466	0,565
Одногрупповое сечение $\langle \sigma_{fis} \rangle$, барн	0,30 / 0,27	0,24 / 0,23	0,24 / 0,23	0,13 / 0,12
Относительное изменение $\langle \sigma_{fis} \rangle$, %	9,76	7,43	4,33	10,58

Из таблицы 1 следует, что замена штатного свинцово-висмутового теплоносителя на теплоноситель из свинца-208 приводит к увеличению средней энергии нейтронов во всех подзонах реактора. При этом наиболее сильно меняется средняя энергия нейтронов в тех подзонах, в которых объемная доля теплоносителя высока: в подзоне А3-1 доля теплоносителя составляет 62,5%, при этом средняя энергия нейтронов растет на 6,4%, в боковом экране доля теплоносителя также велика – до 57% и, соответственно, средняя энергия БЭ возрастает на 6,1%. В подзонах А3-2 и А3-3 доли теплоносителя меньше, и относительное изменение энергии нейтронов составляет 4,7–2,9%.

Таким образом, можно заключить, что использование свинцового теплоносителя из свинца-208 вместо свинцово-висмутового позволяет увеличить среднюю энергию нейтронов в подзонах быстрого реактора и БЭ на 6,4–6,1% при объем-

ной доле теплоносителя 57–63%. Соответственно, на 9,8–10,6% растут одногрупповые сечения деления америция-241 в подзоне А3-1 и боковом экране.

ОПТИМИЗАЦИЯ РАЗМЕРОВ АКТИВНЫХ ЗОН БР И УУС С ЦЕЛЬЮ ПОВЫШЕНИЯ СРЕДНЕЙ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНОВ

Рассмотрим ускорительно-управляемую систему (УУС) на основе источника первичных нейтронов и подкритического бланкета. Особенностью системы является использование уран-плутониевого нитридного топлива и применение в качестве теплоносителя мишени и бланкета свинца-208. Основные технические характеристики этой УУС описаны в [8].

Кольцевой бланкет, составленный из нитридного топлива с однородным по всему бланкету обогащением по энергетическому плутонию (15%), был условно разбит на девять подзон, их расположение показано в табл. 2. Там же приведены рассчитанные по коду Монте-Карло энергии нейтронов, $\langle E_n \rangle = \sum E_n \Phi_n / \sum \Phi_n$, в подзонах, охлаждаемых теплоносителями ^{208}Pb / ^{nat}Pb .

Таблица 2
Средние энергии нейтронов (МэВ) в подзонах бланкета УУС, охлаждаемой теплоносителями ^{208}Pb (жирный шрифт) / ^{nat}Pb (тонкий шрифт)

Высота бланкета, см	Радиус бланкета, см				
	0	28	39	51	62
Мишень-источник нейтронов	Подзона 1 0,43 /0,44	Подзона 2 0,44 /0,34	Подзона 3 0,33 /0,24		
	Подзона 4 0,48 /0,55	Подзона 5 0,54 /0,49	Подзона 6 0,37 /0,37		
	Подзона 7 0,34 /0,25	Подзона 8 0,37 /0,38	Подзона 9 0,32 /0,32		

Усредненная по подзонам 1–9 энергия нейтронов бланкета, охлаждаемого свинцом-208, составляет $\langle E_{\text{бланкета}} \rangle = 0,402$ МэВ, а при смене теплоносителя на природный свинец она уменьшается до величины $\langle E_{\text{бланкета}} \rangle = 0,376$ МэВ. Таким образом, несмотря на определенный разброс данных табл. 1, связанный с относительно небольшим разбросом историй (10^7) в использованном методе Монте-Карло, в целом прослеживается ужесточение нейтронного спектра бланкета УУС на 6,9 % при замене теплоносителя из природного свинца на теплоноситель из свинца-208.

Из таблицы 2 следует, что наибольшая средняя энергия нейтронов локализуется в центральных подзонах 4 и 5. С удалением от них, т.е. в периферийных торцевых и радиальных подзонах, средняя энергия нейтронов уменьшается. Общий размер центральных подзон 4 и 5 составляет 23×33 см².

Полученные данные свидетельствуют о том, что наибольшая средняя энергия нейтронов, порядка 0,54–0,55 МэВ в свинцовых бланкетах наблюдается в случае их небольших размеров. Как известно, и в критических реакторах с малыми

размерами активной зоны достигается наибольшая средняя энергия нейтронов.

ПОВЫШЕНИЕ СРЕДНЕЙ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНОВ В ПОДЗОНАХ РЕАКТОРА ЗА СЧЕТ ВЫБОРА ТОПЛИВА

Одним из способов повышения энергии нейтронов является обогащение топлива делящимся материалом. Это хорошо иллюстрируется на примере активной зоны быстрого реактора БН-600. Как известно [9], в настоящее время в БН-600 эксплуатируется активная зона типа 01М2, состоящая из трех зон с разным обогащением топлива по урану-235: зона малого, 17%, обогащения (ЗМО), зона среднего, 21%, обогащения (ЗСО) и зона большого, 26%, обогащения (ЗБО). В таблице 3 приводятся рассчитанные авторами средние энергии нейтронов этих подзон и одногрупповые сечения деления америция-241.

Таблица 3

Параметры подзон активной зоны типа 01М2 реактора БН-600 с оксидным урановым топливом и теплоносителем из натрия

Параметр	ЗМО	ЗСО	ЗБО
Средняя энергия нейтронов, МэВ	0,44	0,48	0,49
Обогащение топлива по урану-235, %	17	21	26
Одногрупповые сечения деления америция-241, барн	0,27	0,30	0,31

Из таблицы следует, что наибольшая средняя энергия нейтронов (0,49 МэВ) достигается в ЗБО с обогащением по урану-235, равным 26%. Соответственно, в ЗБО возрастает одногрупповое сечение деления америция-241.

Другой возможный способ получения более жесткого спектра нейтронов заключается в увеличении объемной доли топлива в подзоне А3. В таблице 4 приводятся средние энергии нейтронов в подзонах А3 реактора РБЕЦ-М с разной объемной долей топлива.

Таблица 4

Нейтронно-физические параметры подзон активной зоны реактора РБЕЦ-М с нитридным уран-плутониевым топливом и теплоносителем из свинца-висмута

Параметр	А3-1	А3-2	А3-3
Средняя энергия нейтронов, МэВ	0,40	0,42	0,43
Масса уран-плутониевого топлива в одной ТВС разных подзон, кг [7]	81	95	132
Объемная доля топлива в подзонах, %	23,3	27,6	38,2
Обогащение топлива по энергетическому плутонию, %	13,7	13,7	13,7

Видно, что при использовании в подзонах топлива с одинаковым обогащением по энергетическому плутонию (13,7%) средняя энергия нейтронов максимальна в подзоне А3-3 за счет увеличенной объемной доли топлива (38,2%).

О ВОЗМОЖНОМ СПОСОБЕ ВЫЖИГАНИЯ МА ВО ВЗРЫВНЫХ КАМЕРАХ

Изложенные выше способы повышения средней энергии нейтронов за счет выбора теплоносителя, размеров АЗ и топлива позволяют, в лучшем случае, повысить среднюю энергию нейтронов на 10–20% и подойти к величине средней энергии нейтронов в АЗ не более 1 МэВ.

Между тем наибольший эффект выжигания МА можно ожидать в устройствах, в которых реализуется спектр деления ядерного материала со средней энергией нейтронов порядка 1,98–2 МэВ. На рисунке 1 приведена зависимость одногрупповых сечений деления америция-241 от средней энергии нейтронов. На график нанесены рассчитанные в вышерассмотренных системах РБЕЦ-М и УУС одногрупповые сечения деления америция-241 при средних энергиях нейтронов до 0,55 МэВ и их экстраполяция в область средней энергии нейтронов деления урана-235, равной 1,98 МэВ.

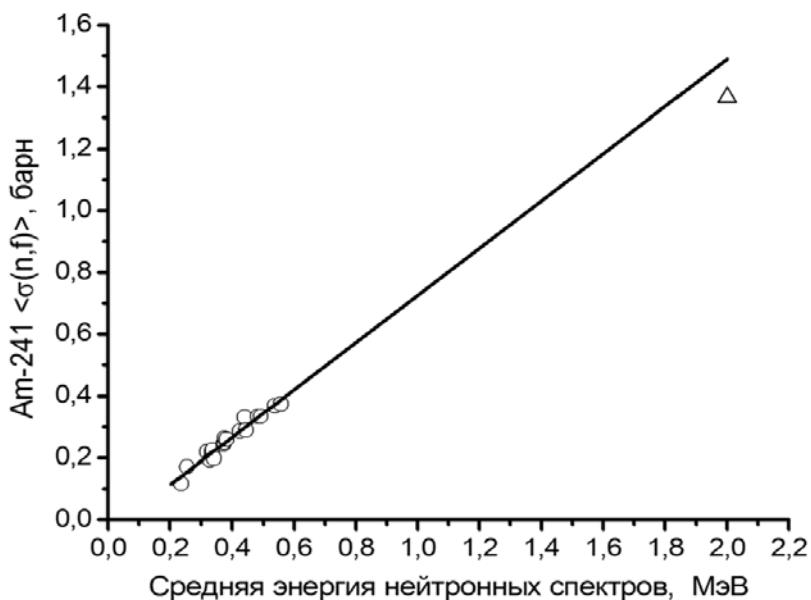


Рис. 1. Зависимость одногрупповых сечений деления Am-241 от средней энергии нейтронов

Полученная зависимость свидетельствует о том, что в спектре нейтронов деления урана-235 одногрупповое сечение деления Am-241 может достигать величины 1,4 барн.

В восьмидесятые годы прошлого столетия были предложены устройства, называемые ВБР, — взрывные бридерные реакторы [10]. В ВБР энергозарядом служит сборка из плутония, близкая к критическому состоянию, вокруг которой располагается сборка из урана-238. При переводе устройства в критическое состояние, минимально возможном энергозаряде и частоте взрывов 0,01 Гц в ВБР может достигаться средняя за период между взрывами плотность потока нейтронов порядка $2 \cdot 10^{15}$ н/см²·с, которая сравнима с плотностью потока нейтронов в БР. Утилизация взрыва осуществляется в толстостенной стальной камере с радиусом камеры порядка нескольких метров и при энерговыделении $\sim 0,5 \cdot \text{Дж}$ в одном взрыве.

Вместо урана-238 авторы предлагают размещать во взрывной камере (ВК) за

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

плутониевым энергозарядом сборку из МА и тем самым реализовать условия для деления МА при средней энергии нейтронов, близкой к 2 МэВ.

Достаточно высокие сечения, присущие МА в спектре нейтронов деления, дают основание для выжигания больших количеств МА в составе сборки, размещаемой за энергозарядом. В качестве материала сборки может, по-видимому, использоваться энергетический плутоний с 5,87% (ядерных) америция-241, извлекаемый из тепловых реакторов. Средняя энергия нейтронов в спектре деления Ри-239 составляет $\langle E_n \rangle = 2,03$ МэВ. Одногрупповое сечение деления Ам-241, усредненное по спектру деления Ри-239, составит $\langle \sigma_{fis} \rangle = 1,37$ барн, а одногрупповое сечение радиационного захвата нейтронов Ам-241 составит $\langle \sigma_{cap} \rangle = 0,27$ барн. При этом вероятность деления Ам-241, определяемая как $P_f = \langle \sigma_{fis} \rangle / (\langle \sigma_{fis} \rangle + \langle \sigma_{cap} \rangle)$, будет достаточно высокой, порядка 0,84.

Стенки ВК квазинепрерывного действия могут омываться теплоносителем, например, из природного свинца или свинца-208, посредством которого утилизируется тепло, выделяемое при энерговзрыве.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обсуждаются возможные пути ужестчения спектра нейтронов в критических и подкритических реакторах с целью повышения эффективности уничтожения младших актинидов – нептуния, америция и кюрия – путем их деления.

На примере проекта реактора РБЕЦ-М с электрической мощностью 340 МВт показано, что использование теплоносителя из свинца-208 вместо штатного свинцово-висмутового теплоносителя позволяет увеличить среднюю энергию нейтронов в подзонах с высокой объемной долей теплоносителя (57–63%) на 6,1–6,4%.

В бланкете ускорительно-управляемой системы с однородным по всем бланкету обогащением топлива наибольшая средняя энергия нейтронов достигается в центральной области бланкета с размерами порядка 20×30 см². По-видимому, наиболее жесткий спектр нейтронов может наблюдаться в критических и подкритических реакторах с активной зоной малых размеров.

Эффективным способом получения более жесткого спектра нейтронов является повышение обогащения топлива. В реакторе БН-600 наибольшая средняя энергия нейтронов (0,49 МэВ) достигается в подзоне ЗБО с 26%-ным обогащением по урану-235. В реакторе РБЕЦ-М с однородным обогащением топлива по всей активной зоне наибольшая средняя энергия нейтронов (0,43 МэВ) достигается в подзоне А3-3 с наибольшей объемной долей топлива (38,2%).

Вышеуказанные способы ужестчения спектра нейтронов позволяют, в лучшем случае, повысить среднюю энергию нейтронов на 10–20% и подойти к величине средней энергии нейтронов в активной зоне не более 1 МэВ.

Идеальным по жесткости является спектр нейтронов деления урана-235 или плутония. Во взрывных камерах малой мощности, рассмотренных в работе [10], может достигаться средняя энергия нейтронов порядка 2 МэВ при средней плотности потоков $2 \cdot 10^{15}$ н/см²·с, в которых эффективно могут выжигаться младшие актиниды.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (проект РФФИ №08-08-92201-ГФЕН_a)

Литература

1. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И., Синица В.В. Выжигание трансурановых элементов в жестком спектре нейтронов//Известия вузов. Ядерная энергетика. –2000. – №3. –С.76-81.
2. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Некоторые макрохарактеристики активных зон быстрых реакторов средней мощности//Известия вузов. Ядерная энергетика. –2012. – №3.–С.18-22.
3. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Одногрупповые сечения деления плутония и младших актинидов спектрах быстрого реактора, охлаждаемого свинцом-208 и свинцом-висмутом// Известия вузов. Ядерная энергетика. –2011. – №4.–С.13-17.
4. Алексеев П.Н., Васильев А.В., Микитюк К.О., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Щепетина Т.Д. Оптимизация концептуальных решений для свинцово-висмутового быстрого реактора РБЕЦ-М//Атомная энергия. – 2004. Т. 97. – Вып. 2. –С. 115-125. <http://www.iaea.org/NuclearPower/SMR/crp125001/html/>.
5. Table of simple integral neutron cross section data from JEF-2.2, ENDF/B-VI, JENDL-3.2, BROND-2 and CENDL-2//JEF Report 14. – 1994. –NEA/OECD. - P.203-205.
6. 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).
7. Алексеев П.Н., Васильев А.В., Микитюк К.О., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Щепетина Т.Д. Свинцово-висмутовый быстрый реактор РБЕЦ-М: оптимизация концептуальных решений / Препринт «Курчатовский институт», ИАЭ-6229/4.– 2001.– С.38.
8. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Макроскопические сечения радиационного захвата нейтронов теплоносителем, ураном-238 и технецием-99 в активной зоне подкритического реактора, охлаждаемого природным и обогащенным свинцом // Перспективные материалы.- 2010.- Специальный выпуск №8. –С. 361-365.
9. Васильев Б.А., Кузавков Н.Г., Мишин О.В. и др. Опыт и перспективы модернизации активной зоны реактора БН-600//Известия вузов. Ядерная энергетика. –2011. – №1.– С.158-168.
10. Иванов Г.А., Волошин Н.П., Ганев А.С. и др. Взрывная дейтериевая энергетика. – Снежинск: Российский федеральный ядерный центр ВНИИТФ.- 1996.- 138 С.

Поступила в редакцию 14.03.2013

ОСОБЕННОСТИ НАЧАЛЬНОГО ЭТАПА РАБОТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-1200

И.В. Малышева, А.Н. Царапкина, В.А. Елисеев, А.В. Егоров
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.Лейпунского, Обнинск

P

Представлены различные способы подавления избыточной реактивности в начальной загрузке активной зоны и связанные с ними переходные режимы до установившегося режима равномерно-частичных перегрузок ТВС. Анализируются различные способы компенсации избыточной реактивности. Показано, что возможны два способа компенсации избыточной реактивности, в которых не нарушаются проектные ограничения по теплонапряженности твэлов: с комбинированными (карбид бора + сталь) и урановыми постоянными компенсаторами реактивности.

Ключевые слова: реактор, активная зона, запас реактивности.

Keywords: reactor, core, reactivity margin.

Особенностью начальной загрузки любой активной зоны является отсутствие в топливе продуктов деления. Следствием этого является большая избыточная реактивность, которая для БН-1200 [1–3] составляет $\sim 3\% \Delta k/k$. Для подавления этой реактивности необходимы постоянные компенсаторы реактивности (ПКР), которые при перегрузке извлекаются из активной зоны [4], или какие-то иные меры. Так в БН-600 в качестве ПКР использовались ТВС, загруженные двуокисью обедненного урана, в БН-800 предполагается установка ПКР с карбидом естественного бора. Возможны и другие меры компенсации избыточной реактивности, например, старт реактора на топливе пониженного обогащения. В этом случае ПКР вообще не требуется.

Наряду с исследованием начальной загрузки проводилось расчетное моделирование перегрузок активной зоны в течение первых семи микрокампаний до полного установления режима равномерно-частичных перегрузок. При проведении расчетов предполагалось, что в конце каждой микрокампании при полностью извлеченных стержнях КС реактор должен быть критичен (с учетом оперативного запаса реактивности 0,2%).

На начальном этапе для БН-1200 рассматривается четырехкратная перегрузка активной зоны, поэтому при каждой перегрузке четвертая часть ТВС в активной зоне заменялась свежими. Временные перемещения частично выгоревших ТВС в хранилище и их последующий возврат в активную зону на дожигание не рассматриваются.

СТАРТОВАЯ ЗАГРУЗКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ БЕЗ ПКР

Такой способ организации стартовой загрузки возможен, если начальное обогащение топлива снизить на 5% отн. Никаких ПКР в этом случае не требуется, соот-

© И.В. Малышева, А.Н. Царапкина, В.А. Елисеев, А.В. Егоров, 2013

вественно исключается и сама причина нарушений выравнивания поля тепловыделения. Управление реактивностью реактора в этом случае производится с помощью вариации обогащения топлива в каждой перегрузке (в этом случае временно нарушается принцип постоянства обогащения по всей активной зоне). Иллюстрация расположения ТВС и стержней СУЗ в такой активной зоне представлена на рис. 1 (боковая зона воспроизведения не показана).

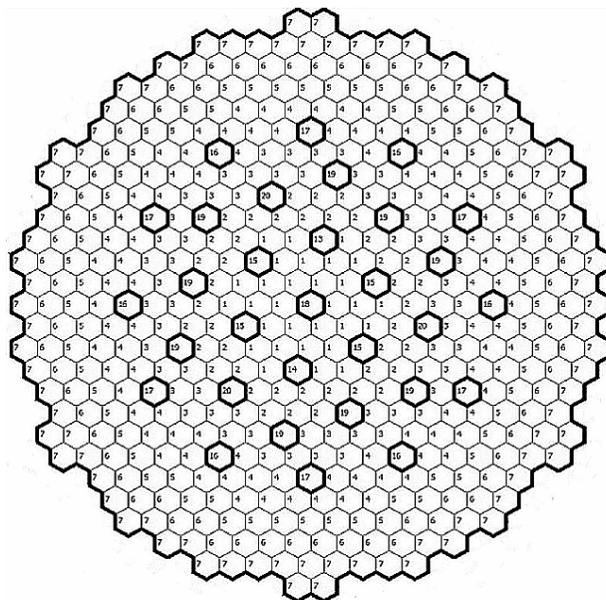


Рис. 1. Картограмма расположения ТВС и стержней СУЗ в активной зоне без ПКР

При такой стартовой загрузке потеря реактивности от выгорания топлива в полтора раза меньше, чем в установившемся режиме работы, но во второй микрокампании (МК) реактор будет иметь дефицит реактивности $\sim 1,1\% \Delta k/k$. Для обеспечения критичности обогащение догружаемой во второй микрокампании партии топлива должно быть повышенено на 7% отн. Соответственно на те же 7% повысится и тепловыделение в свежезагруженом топливе, существенно (на 6%) превысив допустимый уровень. Для последующих перегрузок значимо корректировать обогащение догружаемого топлива уже не требуется. Но небольшое превышение тепловыделения над допустимым сохранится в третьей микрокампании (как отголосок от второй микрокампании). В дальнейшем реактор входит в установившийся режим равномерно-частичных перегрузок.

Итак, стартовая загрузка со сниженным обогащением топлива (без ПКР) не позволяет реактору пройти переходный режим без превышения допустимого уровня тепловыделения, потребуется снижение мощности установки. В то же время несомненным достоинством такой загрузки является меньшая потеря реактивности от выгорания и больший запас эффективности стержней СУЗ.

ПОДАВЛЕНИЕ ИЗБЫТОЧНОЙ РЕАКТИВНОСТИ С ПОМОЩЬЮ ПКР

ПКР любого типа позволяют скомпенсировать избыточную реактивность стартовой загрузки, однако они приводят к нарушению выравнивания поля тепловыделения и (за счет интерференции) к снижению эффективности стержней СУЗ.

При трехкратной перегрузке ТВС, как это было при пуске БН-600 и плани-

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

руется в БН-800, средней является вторая микрокампания, поэтому по окончании первой микрокампании все ПКР должны быть извлечены. Для начального этапа работы БН-1200 предполагается четырехкратная перегрузка, поэтому «средним» будет интервал от середины второй микрокампании до середины третьей. В этом случае часть ПКР должна перейти на вторую микрокампанию, чтобы скомпенсировать оставшуюся часть избыточной реактивности.

Другим отличием активной зоны БН-1200 от БН-600 или БН-800 является существенно больший диаметр активной зоны при меньшей ее высоте и, следовательно, высокая чувствительность поля тепловыделения к возмущениям. Поэтому, чтобы исключить локальные всплески тепловыделения и обеспечить приемлемое выравнивание, к количеству и расположению ПКР в активной зоне предъявляются жесткие требования. В частности, ПКР должны располагаться кольцами, причем это относится и к первой, и ко второй микрокампаниям (т. е. количество переходящих на вторую микрокампанию ПКР должно составлять четыре или шесть).

ПКР на основе карбида бора, по конструкции аналогичные сборкам борной защиты, для БН-1200 не подходят: для компенсации избыточной реактивности достаточно шести таких ПКР, при этом на вторую микрокампанию должны перейти два ПКР. В этом случае и в первой, и во второй микрокампаниях возникают серьезные всплески тепловыделения. Поэтому такие «тяжелые» сборки в качестве ПКР в данной активной зоне использовать нельзя. Здесь могут использоваться более «легкие» сборки – комбинированные (карбид бора со сталью), сборки с обедненным ураном или стальные (типа сборок стальной защиты).

Комбинированные ПКР по конструкции аналогичны борным, но 3/4 борных пэлов в них заменены стальными прутьями. Оптимальное количество таких ПКР – 10 шт., что составляет ~ 2% от всех ТВС, т.е. даже при самом удачном расположении ПКР тепловыделение в оставшихся ТВС возрастет на те же 2%. Иллюстрация изменений максимального тепловыделения в переходном режиме при стартовой загрузке реактора с комбинированными ПКР представлена в табл. 1. Видно, что в первой микрокампании допустимое тепловыделение (48 кВт/м) превышено на 2%, и никакой оптимизацией расстановки ПКР устранить это не удалось.

Таблица 1

Изменение максимального тепловыделения в переходном режиме при использовании комбинированных ПКР

№ микрокампании	1	2	3	4	5	6	7
Количество ПКР, шт.	10	4	–	–	–	–	–
Q_t^{\max} , кВт/м	49	47	48	48	48	46	45

Особо отметим, что все представленные в этой таблице максимальные тепловыделения достигаются в начале соответствующих микрокампаний. К их концу максимальные тепловыделения снижаются на 2–3% за счет перераспределения тепловыделения из активной зоны в боковой и нижний торцевой экраны.

В то же время известен способ устранения этого превышения – разделение функций внутреннего и наружного кольца стержней КС. Этот способ используется в БН-600 (центральный стержень КС работает независимо от других) и предус-

мотрен в БН-800 (четыре стержня КС внутреннего кольца работают в режиме компенсации температурно-мощностных эффектов и при выходе реактора на мощность полностью извлекаются). Такое решение следует применить и в БН-1200, переключив внутреннюю четверку стержней КС в режим температурных компенсаторов. Компенсация потери реактивности от выгорания топлива будет осуществляться 12-ю стержнями КС внешнего кольца. При этом максимальное тепловыделение в начале первой микрокампании снизится до 48,1 кВт/м, что на 0,1 кВт/м превышает допустимое. Это превышение самоустраниется в процессе энергетического пуска реактора, который всегда сопровождается достаточно длительным (до одного года) периодом опытной эксплуатации на пониженной мощности. Именно за это время максимальные тепловыделения снизятся. В результате при использовании комбинированных ПКР и переключении функций внутренней четверки стержней КС переходной режим можно пройти без превышений допустимого тепловыделения и без вынужденного снижения мощности установки.

Урановые ПКР по конструкции могут быть полностью идентичны ТВС, с той разницей, что вместо МОКС-топлива в твэлы загружается двуокись обедненного урана. Такие ПКР гораздо «мягче» воздействуют на поле тепловыделения и тем самым исключают превышение максимального тепловыделения в первых микрокампаниях. В четвертой и пятой микрокампаниях наблюдаются небольшие превышения максимально допустимого тепловыделения, но их можно устранить за счет независимого управления внешним и внутренним кольцами стержней КС. В стартовой загрузке активной зоны должно быть установлено 14 таких ПКР, а при первой перегрузке должно быть извлечено восемь ПКР (шесть из внешнего и два из внутреннего колец). При второй перегрузке извлекаются оставшиеся шесть ПКР внешнего кольца. Схема расстановки ПКР в активной зоне показана на рис. 2. Следует отметить, что с урановыми ПКР запас реактивности на выгорание в первой микрокампании снижен примерно на 0,2% $\Delta k/k$, что позволяет несколько снизить требования к точности изготовления топлива первой загрузки.

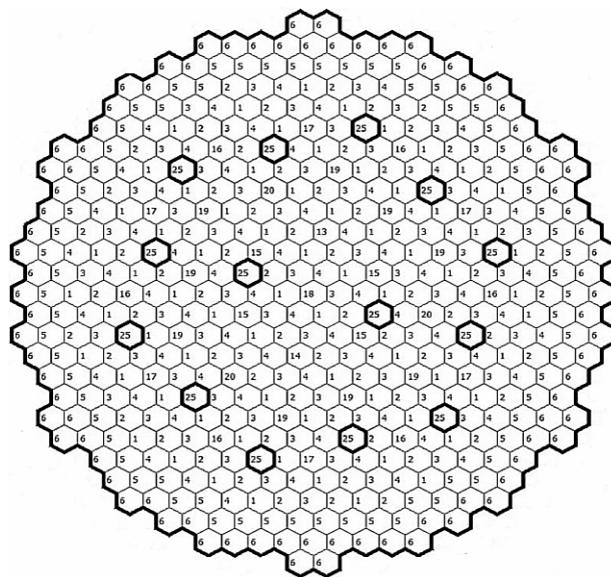


Рис. 2. Схема расстановки урановых ПКР

Стальные ПКР. Эффективность стальных ПКР невелика, поэтому для компенсации избыточной реактивности стартовой загрузки необходимо 18 ПКР, что составляет по-

чи 5% от всех ТВС активной зоны. Такое количество ПКР, в которых практически отсутствует тепловыделение, приводит к росту тепловыделения в оставшихся ТВС активной зоны на те же 5%. Поэтому максимальное тепловыделение в первой микрокампании превышает допустимый уровень. Оптимизация по улучшению выравнивания поля тепловыделения в стартовой активной зоне показала, что для лучшего выравнивания поля тепловыделения ПКР следует располагать неравномерно с учетом двух полупогруженных стержней АР, которые находятся выше и ниже центра активной зоны. При оптимальном расположении ПКР максимальное тепловыделение в первой микрокампании будет составлять ~ 49 кВт/м (превышение 2%). Во второй микрокампании превышения вообще не будет. Схема оптимального расположения стальных ПКР дана на рис. 3.

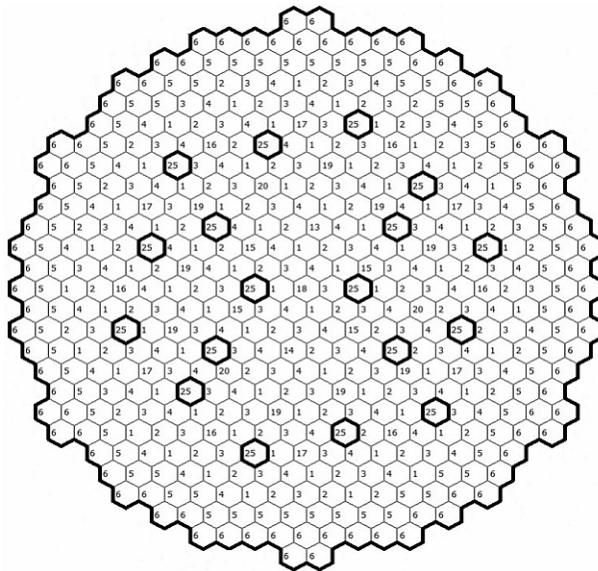


Рис. 3. Схема расстановки стальных ПКР

Особенностью активной зоны с большим количеством стальных ПКР является превышение максимально допустимых тепловыделений в четвертой и пятой микрокампаниях (примерно до 50 кВт/м), когда уже никаких ПКР в активной зоне нет. Это может быть связано с несогласованностью перегрузок ТВС в ячейках из под ПКР и ТВС в штатных ячейках (на место выгруженных ПКР в расчетах всегда «устанавливались» свежие ТВС). Такая особенность приводит к временному нарушению регулярности расположения ТВС по группам перегрузки и образованию «островков», состоящих только из свежих ТВС. Проблема уже проявлялась в случае с урановыми ТВС, но из-за меньшего числа ПКР она была значительно слабее. В принципе, эту проблему можно решить, если в ячейки из-под ПКР устанавливать частично выгоревшие ТВС, выгружаемые после первой и второй перегрузок. Здесь требуются дополнительные оптимизационные исследования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследования показали, что с точки зрения непревышения максимально допустимых тепловыделений возможны два способа организации стартовой загрузки и переходного режима активной зоны БН-1200: с комбинированными ПКР (из карбида бора и стали) и урановыми ПКР. При первой и второй перегрузках эти ПКР извлекаются из активной зоны. Однако в обоих случаях для исключения превышения максимально допустимых тепловыделений необходимо раздель-

ное управление наружным и внутренним кольцами стержней КС (по аналогии с проектом БН-800). Такой вариант позволит исключить необходимость временного снижения мощности установки в процессе переходного режима.

В выполненных исследованиях был принят ряд упрощений:

- не учитывались индивидуальные истории облучения каждой ТВС (составы ТВС усреднялись в пределах перегрузочной группы);
- для двух последних рядов ТВС принималась четырехкратная перегрузка вместо пяти- и шестикратной, предусмотренных проектом;
- не учитывалась перегрузка с возвратом части недогоревших ТВС из ВРХ в активную зону на дожигание (начиная с первой перегрузки все перегружаемые ТВС заменялись свежими).

Эти упрощения планируется исключить в ходе дальнейших исследований.

Литература

1. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108, вып. 4. – С. 201–206.
2. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. и др. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108, вып. 4. – С. 206–211.
3. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев В.А. и др. Исследование влияния пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108, вып. 4. – С. 230.
4. Васильев Б.А., Тимофеев А.В., Любимов М.А., Будыльский А.Д. Компоновочные и конструктивные решения системы перегрузки перспективного быстрого реактора // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108, вып. 4. – С. 246–249.

Поступила в редакцию 16.01.2013

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ В БОКОВОМ ЭКРАНЕ РЕАКТОРА БОР-60

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

PПо уточненной методике рассчитаны значения радиационного тепловыделения в элементах экспериментального устройства, расположенного в первом ряду бокового экрана реактора БОР-60. Показано, что полученные расчетные значения удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными. Указаны возможные причины несоответствий, предлагаются пути их устранения.

Ключевые слова: экспериментальное устройство, радиационное тепловыделение, калориметр, гамма-квант, гамма-излучение, продукты деления.

Key words: experimental rig, radiation heat rate, calorimeter, gamma quantum, gamma radiation, fission products.

ВВЕДЕНИЕ

Внутриреакторные испытания новых конструкционных материалов и изделий из них являются неотъемлемой частью научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в обоснование проектов перспективных ядерных реакторов на быстрых нейтронах. Подавляющая часть таких испытаний в нашей стране проводится на реакторе БОР-60.

Корректная интерпретация происходящих в исследуемых материалах процессов под реакторным облучением, таких как распускание, коррозия, ползучесть и т.д., возможна только при соблюдении заданных температурных условий, обеспечение которых является одной из важнейших задач при проведении реакторных испытаний. Сложность этой задачи заключается в том, что температура испытаний различных материалов в реакторе БОР-60 может изменяться от 320 («холодное» облучение) до 700°C («горячее» облучение). При этом требования к стабильности и точности обеспечения температурных условий испытаний выдвигаются достаточно жесткие – отклонение от заданной температуры не должно превышать 20–30°C, а иногда и 10°C.

Для разработки конструкции экспериментальных устройств (ЭУ), предназначенных для облучения образцов исследуемых материалов в требуемых условиях при работе реактора на мощности, используются расчетные данные о температуре, которые зависят от значений радиационного тепловыделения (энергии реакторных излучений, поглощаемой материалами и выделяемой в виде тепла) в элементах устройства, также получаемых расчетным путем.

Рассчитывать значения радиационного тепловыделения в активной зоне (а.з.) реак-

тора БОР-60 с приемлемой точностью (в пределах 10–15%) позволяет уточненная методика, изложенная в [1]. Вместе с тем известно [2], что по мере перемещения от центра а.з. к ее периферии и, далее, в боковой экран (БЭ) различие между расчетными и экспериментальными данными увеличивается.

Уточненная методика [1] была разработана на основе экспериментальных данных [3], полученных с помощью ЭУ, расположенного в а.з. в массиве ТВС. В то же время, в эксперименте были получены данные еще для двух положений ЭУ – на границе а.з. и в боковом экране. Эти данные также представляют интерес с точки зрения валидации и верификации расчетных моделей и кодов, особенно с учетом того, что во время проведения эксперимента большая часть БЭ состояла из стальных сборок, как и в настоящее время.

Цель работы состоит в оценке пригодности уточненной методики для расчета радиационного тепловыделения в БЭ реактора БОР-60.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

Целью эксперимента [3] было измерение радиационного тепловыделения по радиусу а.з. реактора. Так как в реакторе БОР-60 есть лишь одна инструментованная ячейка (Д23), в которой возможно расположение измерительных устройств с выводом различных коммуникаций за пределы реактора, то цель достигалась тем, что а.з. смещалась относительно ЭУ путем перестановки ТВС с одной стороны а.з. на другую и, таким образом, имитировалось расположение ЭУ в различных рядах а.з.

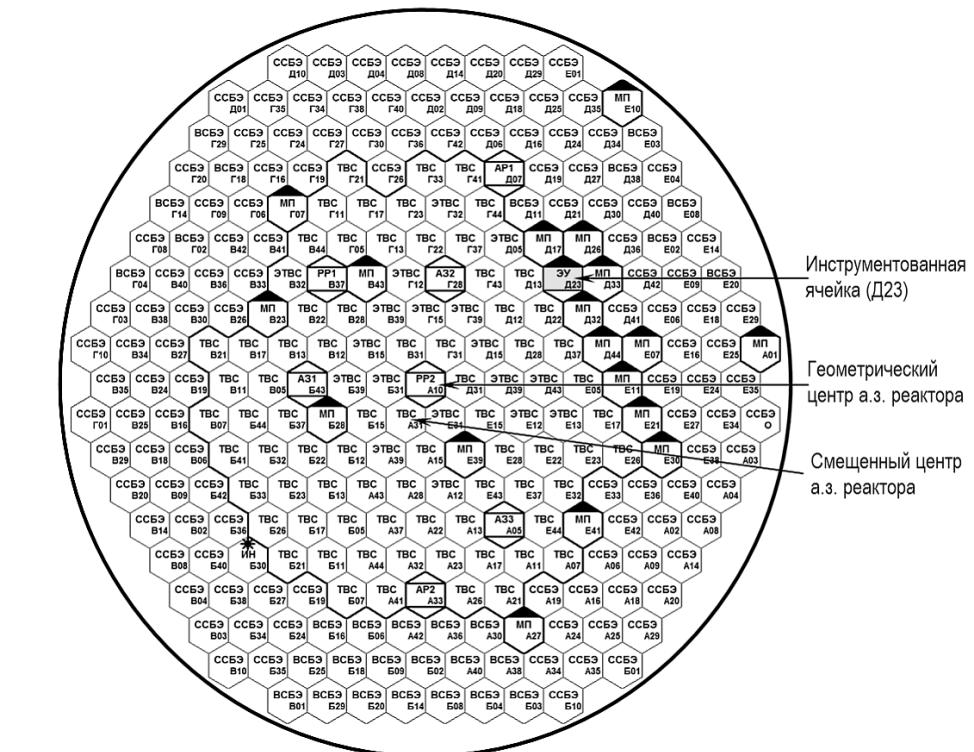


Рис. 1. Картограмма состояния активной зоны реактора БОР-60, имитирующего расположение ЭУ в первом ряду БЭ: ТВС – топливная сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; МП – материаловедческий пакет; ССБЭ – стальная сборка бокового экрана; ВСБЭ – воспроизводящая сборка бокового экрана; АР, РР, А3 – органы СУЗ (автоматического и ручного регулирования, аварийной защиты)

В работе рассматривается вариант загрузки реактора, имитирующий расположение ЭУ в первом ряду БЭ (рис. 1). ЭУ окружают две штатные ТВС и четыре нетопливных пакета.

Радиационное тепловыделение определялось в образцах из меди с помощью методов радиационной калориметрии [3]. Экспериментальное устройство содержало 11 калориметров, 9 из которых должны были располагаться в центральной плоскости а.з. (ЦПАЗ) для получения информации о радиальном распределении тепловыделения в пределах ячейки (рис. 2а). Оставшиеся два калориметра №1 и 11, размещенные на оси ЭУ, должны были занять положения на границах а.з. и торцевых зон воспроизводства для получения информации об аксиальном распределении тепловыделения: калориметр №1 – в верхней части ЭУ, а 11 – в нижней. Перед выходом реактора на мощность устройство было установлено в ячейку Д23, при этом его не удалось установить правильно, вследствие чего ЭУ оказалось смещенным вверх на 3 см. Таким образом, калориметры заняли положения, отличные от планируемого (рис. 2б).

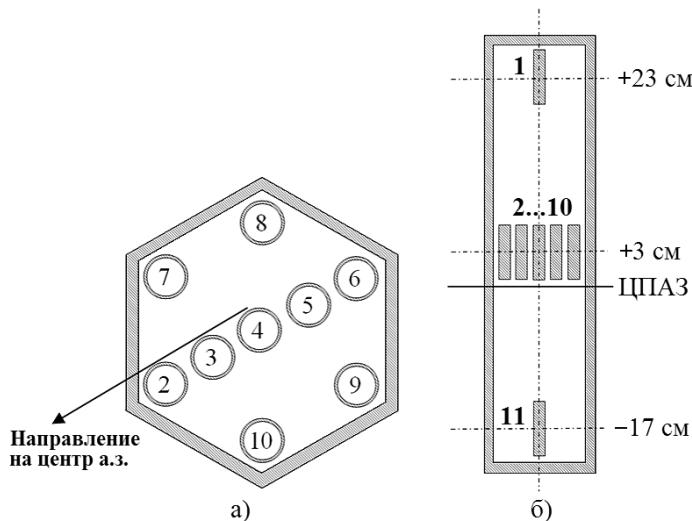


Рис. 2. Схема расположения калориметров в ЭУ: а) – поперечное сечение ЭУ на уровне ЦПАЗ; б) – продольное сечение ЭУ

Реактор выводился на мощность ступенями по 5 МВт с выдержкой на каждой ступени в течение 1,5–2 часов для стабилизации основных параметров – мощность, расход и температура теплоносителя.

Результаты измерений, проведенных на уровнях мощности 10, 15 и 20 МВт, приводились к номинальной тепловой мощности реактора, равной 40 МВт. Погрешность измерений радиационного тепловыделения оценивалась значениями $\pm(7\text{--}9)\%$.

РАСЧЕТ РАДИАЦИОННОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ПО УТОЧНЕННОЙ МЕТОДИКЕ

Для проведения расчетных исследований с помощью комплекса автоматизированного расчета (КАР) реактора БОР-60 [4] была создана трехмерная гомогенная модель реактора БОР-60, соответствующая состоянию реактора на момент проведения измерений (рис. 1). Модель состоит из набора шестигранных призм размером «под ключ» 45 мм с различными по высоте зо-

нами: активная часть, зоны воспроизводства и т.д. Внутри каждой зоны находится гомогенная смесь топлива (для топливных сборок), поглотителя (для стержней СУЗ), стали, теплоносителя и (или) других материалов с плотностями, соответствующими плотностям перечисленных материалов в реальных сборках. К сожалению, информация о конструкции и составе материаловедческих пакетов, в том числе располагавшихся рядом с ЭУ, в архивах не сохранилась. Поэтому эти пакеты моделировались гомогенной смесью стали (74%) и натрия (26%), что несколько увеличивает неопределенность в расчетных данных.

В ячейке Д23 смоделировано ЭУ. Геометрия и состав ЭУ описаны детально – отдельно выделены медные детекторы и оболочки калориметров, чехол ЭУ и т.д. Расположение калориметров внутри ЭУ в расчетной модели соответствовало реальному (с учетом незапланированного смещения на 3 см). Материал проводов термопар гомогенно замешивался в зону, моделирующую теплоноситель.

В результате расчета с помощью кода MCU-RR [5] в режиме расчета критичности с использованием подмодуля PND0US [6] были получены

– значения нейтронной (Q_n) и мгновенной гамма-составляющей (Q_{γ}^{MgH}) радиационного тепловыделения;

- распределение плотности потока нейтронов по а.з. реактора;
- энергетический спектр нейтронов в а.з.;
- распределение скорости делений ядер топливной композиции по а.з.

Средняя по а.з. плотность потока нейтронов, нормированная на тепловую мощность реактора 20 МВт, составила $9,5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{s}^{-1}$.

Код MCU-RR не позволяет проводить расчеты изменения изотопного состава материалов под облучением. Поэтому на следующем этапе исследований использовалась программа AFPA [7], с помощью которой был определен состав облученного ядерного топлива, а также характеристики запаздывающих гамма-квантов, испускаемых продуктами деления, – интенсивность и энергетический спектр (15 групп). Для расчета использовались константы (постоянные распада, энергия гамма-квантов) из базы данных TORI [8]. Исходными данными для проведения расчета являлись

- суммарная масса тяжелых атомов ядерного топлива в а.з.;
- усредненный по а.з. изотопный состав топливной композиции (с учетом выгорания);
- средняя плотность потока нейтронов и спектр нейтронов в а.з., полученные на предыдущем этапе расчетов;
- график изменения мощности реактора при проведении эксперимента, восстановленный по архивным данным.

Изменение нуклидного состава сырьевого материала в воспроизводящих экранах реактора БОР-60 не учитывалось. Составляющая от гамма-квантов, возникающих при активации нейtronами конструкционных материалов, в данном случае не учитывалась ввиду ее меньшей значимости по сравнению с гамма-излучением, испускаемым продуктами деления ядер топливной композиции в активной зоне реактора.

На рисунке 3 приведены графики изменения тепловой мощности реактора и интенсивности запаздывающих гамма-квантов в зависимости от времени при проведении эксперимента.

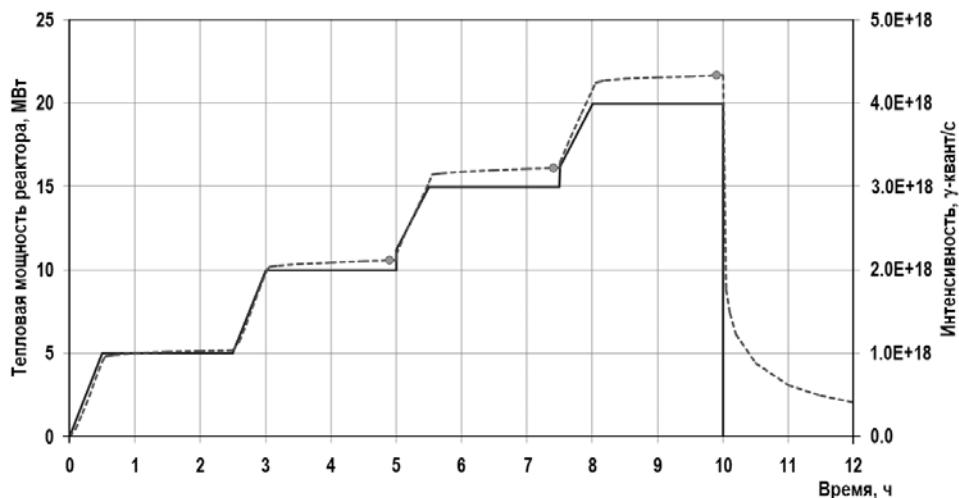


Рис. 3. Зависимость мощности реактора (сплошная линия) и интенсивности запаздывающих гамма-квантов (штриховая линия) от времени; моменты измерений значений интенсивности изображены кружочками

Значения интенсивности запаздывающих гамма-квантов, соответствующие моментам измерений, составили $2.1 \cdot 10^{18}$, $3.2 \cdot 10^{18}$ и $4.3 \cdot 10^{18} \text{ с}^{-1}$ для уровней мощности 10, 15 и 20 МВт соответственно, а среднее значение, принятое для нормировки на тепловую мощность реактора 40 МВт, равнялось $8.6 \cdot 10^{18} \text{ с}^{-1}$.

С помощью MCU-RR определялся вклад запаздывающего гамма-излучения в радиационное тепловыделение. Для этого использовалась та же расчетная модель реактора, но моделировался фиксированный источник гамма-квантов с заданной интенсивностью и спектром, распределенный по а.з. реактора пропорционально скорости делений ядер топлива.

В результате проведенных расчетов были получены значения радиационного тепловыделения в медных калориметрах, обусловленные запаздывающим гамма-излучением от продуктов деления ядерного топлива ($Q_{\gamma}^{\text{зап}}$).

Для сравнения с экспериментальными данными полученные расчетные значения различных составляющих тепловыделения нормировались на тепловую мощность реактора 40 МВт.

Расчетное значение радиационного тепловыделения с учетом запаздывающего гамма-излучения определялось суммой

$$Q^{\text{расч}} = Q_n + Q_{\gamma}^{\text{МГН}} + Q_{\gamma}^{\text{зап}}.$$

Кроме того, было определено значение коэффициента K (корректирующий множитель из работы [1]), который характеризует долю запаздывающего гамма-излучения в суммарном вкладе гамма-излучения в радиационное тепловыделение:

$$K = Q_{\gamma} / Q_{\gamma}^{\text{МГН}} = (Q_{\gamma}^{\text{МГН}} + Q_{\gamma}^{\text{зап}}) / Q_{\gamma}^{\text{МГН}}.$$

В таблице 1 приведены все рассчитанные составляющие радиационного тепловыделения, сравнение расчетных значений с экспериментальными данными и значения коэффициента K .

Из таблицы видно, что расчетные значения радиационного тепловыделения, полученные с использованием уточненной расчетной методики [1], отличаются от экспериментальных данных на 7–23%, а в среднем на ~15%.

Расхождения расчетных и экспериментальных данных для ЭУ, расположенного в первом ряду БЭ, увеличились по сравнению с данными для ЭУ, расположенным в а.з. [1]. Это может быть обусловлено недостаточной достоверностью моделирования мате-

риаловедческих пакетов, расположенных в соседних с ЭУ ячейках, о чем было сказано выше.

Таблица 1

Сравнение расчетных и экспериментальных данных

Калориметр №	Q_n , Вт/г	$Q_{\gamma}^{МГН}$, Вт/г	$Q_{\gamma}^{зап}$, Вт/г	$Q_{расч}$, Вт/г	$Q_{эксп}$, Вт/г	$(Q_{\gamma}^{МГН} + Q_{\gamma}^{зап}) / Q_{\gamma}^{МГН}$, %	K , отн. ед.
1	0.06	0.50	0.11	0.67	0.73	-7	1.22
2	0.18	1.90	0.85	2.94	-	-	1.45
3	0.16	1.65	0.67	2.49	3.08	-19	1.41
4	0.15	1.46	0.55	2.16	-	-	1.38
5	0.14	1.29	0.46	1.88	-	-	1.35
6	0.13	1.15	0.38	1.65	2.14	-23	1.33
7	0.16	1.60	0.67	2.43	2.78	-13	1.42
8	0.13	1.26	0.43	1.83	2.14	-14	1.34
9	0.14	1.30	0.46	1.89	-	-	1.35
10	0.17	1.67	0.69	2.52	-	-	1.41
11	0.11	1.09	0.42	1.62	-	-	1.38

Следует отметить, что, как и в работе [1], отличие расчетных значений тепловыделения в калориметре №1 от экспериментальных меньше, чем для остальных калориметров. Это может быть связано с неточностями гомогенной модели реактора, не совсем корректно учитывающей аксиальную утечку нейтронов.

Среднее значение множителя K , полученное по калориметрам, расположенным на уровне а.з. (№ 2–11), составило 1.38, что несколько ниже, чем при имитации расположения ЭУ в четвертом ряду картограммы [1]. Значение K для калориметра № 1, расположенного на уровне верхней торцевой зоны воспроизводства, составило 1.22, что на ~6% ниже, чем в а.з. Таким образом, наблюдается отмеченное в работе [1] снижение вклада запаздывающего гамма-излучения в радиационное тепловыделение при удалении от а.з. как в радиальном, так и в аксиальном направлениях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований показана пригодность уточненной методики для расчета радиационного тепловыделения в БЭ реактора БОР-60: отличия расчетных значений радиационного тепловыделения в меди от экспериментальных данных находятся в приемлемых пределах 7–23%. В целом результаты исследований хорошо согласуются с выводами работы [1] и подтверждают их.

По результатам работы и ранее проведенных аналогичных работ была выявлена закономерность, позволяющая предположить наличие недостатков в используемой расчетной модели реактора в части учета торцевых утечек реакторных излучений, приводящих к искажению аксиального профиля НФХ, особенно вблизи границ а.з. и торцевых зон воспроизводства.

Так, для снижения неопределенностей при расчете радиационного тепло-

выделения на границе а.з. и БЭ следует уточнить материальный состав нетопливных пакетов, граничивших с ЭУ со стороны БЭ.

Литература

1. Варивцев А.В., Жемков И.Ю. Уточненная методика расчета радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 4, 2012. – С. 31–38.
2. Жемков И.Ю., Яковлева И.В. Концепция технологии верификации программных средств для получения нейтронно-физических характеристик реактора на быстрых нейтронах // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерная техника и технология. Вып. 1, 1993. – С. 33–41.
3. Неверов В.А., Асеев Н.А., Грязев В.М., Краснояров Н.В. Исследование полей радиационного энерговыделения в реакторе БОР-60. Препринт НИИАР-6 (414), Димитровград, 1980.
4. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах / Сб. научных трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 1996. Вып. 4. –С. 55–67.
5. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation // Proc. of Intern. Conf. on Mathem. and Comput., Reac. Phys., and Envir. Analyses in Nucl Applications, Sept. 27–30 1999. – Spain: Madrid, 1999. V. 2. P. 997–1006.
6. Ванеев Ю.Е., Марухин Н.Ю. Разработка и тестирование подмодуля PNDOUS в составе программы MCU-RR для расчета дозовых характеристик нейтронных и фотонных полей / Сб. трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2009, вып. 1. – С. 27–36.
7. Архангельская Г.А. Программы расчета изменения изотопного состава топлива быстрых реакторов. Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ, инв. № Х 33100, 1980.
8. Chu S.Y.F., Ekstrom L.P., Firestone R.B. WWW Table of Radioactive Isotopes, database version 2/28/99 [сайт] URL: <http://nucleardata.nuclear.lu.se/nucleardata/toi/> (дата обращения: 06.02.2012).

Поступила в редакцию 30.05.2013

ПОВЫШЕНИЕ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В МНОГОЦЕЛЕВОМ БЫСТРОМ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ

В.А. Черный, Л.А. Кочетков, И.В. Бурьевский, В.Ю. Стогов
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Представлена информация о расчетах поисковых технических решений, их адаптации к активной зоне проектируемого МБИР для существенного повышения в ней (~ в два раза) максимальной величины плотности потока нейтронов до $1 \cdot 10^{16}$ н/см²с. Показано, что при подъеме тепловой мощности реактора от 150 до 280 МВт с одновременным уменьшением диаметра твэла активной зоны с 6.0 до 4.1 мм максимальная плотность потока нейтронов может составить ~ $1 \cdot 10^{16}$ н/см²с.

Ключевые слова: многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР), тепловая мощность, диаметр твэла активной зоны, плотность потока нейтронов.

Key words: multi-function fast research reactor (MBIR), thermal power, core fuel pin diameter, neutron flux density

ВВЕДЕНИЕ

22 ноября 2007 г. на заседании НТС №1 Росатома «Ядерные реакторы и атомная энергетика» было принято судьбоносное в сфере экспериментальных реакторов решение о создании многофункционального исследовательского реактора на быстрых нейтронах, необходимого для обоснования инновационных проектов атомной энергетики. Это решение представлено в федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и до 2020 г.» (раздел 2.1. «Создание многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР») [1].

Основными разработчиками МБИР (ОАО «НИКИЭТ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ОАО «Головной институт ВНИПИЭТ», ОАО «ГНЦ НИИАР», ОАО «ОКБМ-АФРИКАНТОВ», ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС») в рамках ответственности сформулированы его основные концептуальные положения, предложены конструктивно-схемные решения реактора, проведены физические и теплогидравлические расчеты активной зоны и по результатам анализа этих работ согласованно приняты значения главных технических характеристик [2, 3]:

- мощность реактора 150 МВт;
- максимальная плотность потока нейтронов не ниже $5 \cdot 10^{15}$ н/см²с.

Планируется, что МБИР должен прийти на смену исследовательским реакторам на быстрых нейтронах БР-10 и БОР-60. Первый из них уже выводится из эксплуатации. Срок эксплуатации БОР-60 пока продлен до 2015 г. Максимальная

© В.А. Черный, Л.А. Кочетков, И.В. Бурьевский, В.Ю. Стогов, 2013

плотность потока нейтронов в БОР-60 составляет около $3.5 \cdot 10^{15}$ н/см²с [4].

В настоящее время БОР-60 является единственным исследовательским реактором на быстрых нейтронах, способным решать большую часть задач, требуемых для разработки энергетических реакторов. Проектный срок эксплуатации БОР-60 истек в 2009 г. В этом же году в ФЦП ЯЭНП было включено «Техническое перевооружение опытного реактора на быстрых нейтронах тепловой мощностью 60 МВт» (раздел 2.2) с выделением бюджетного финансирования необходимых работ для обоснования продления срока эксплуатации РУ БОР-60 до 2020 г.

Как видно, величина максимальной плотности потока нейтронов в МБИР будет значительно больше, чем в БОР-60. Тем не менее, ее увеличение является постоянной актуальной задачей. Это стремление мотивируется тем, что рассматриваемая характеристика является одной из основных, которые определяют эффективность экспериментальных работ, проводимых на исследовательском реакторе.

В статье представлены результаты расчетов поисковых технических решений, их адаптация к активной зоне проектируемого МБИР для существенного (~ в два раза) повышения в ней максимальной величины плотности потока нейтронов (от ~ $5 \cdot 10^{15}$ до ~ $1 \cdot 10^{16}$ н/см²с).

Следует отметить, что заметного (~ 10 %) повышения максимальной величины плотности потока нейтронов можно достичь без форсирования тепловой мощности реактора при сохранении объема активной зоны путем следующих технических решений или их комбинаций: выравнивание поля тепловыделения по радиусу активной зоны (две зоны обогащения топлива), использование вместо мокс-топлива других видов топлива, использование в боковом экране вместо стали материалов с более эффективными отражающими свойствами.

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ РЕАКТОРОВ

В таблице 1 представлены основные характеристики быстрых натриевых экспериментальных реакторов [4].

Данные таблицы (2006 г.) показывают, что наибольшая величина максимальной плотности потока нейтронов ($0.7 \cdot 10^{16}$ н/см²с) достигнута в реакторе FFTF. Номинальная тепловая мощность реактора FFTF, равная 400 МВт, существенно выше, чем в других сравниваемых реакторах. Это подтверждает, что основной путь существенного подъема величины плотности потока нейтронов заключен в увеличении тепловой мощности реактора.

Заслуживает внимания информация об экспериментальном реакторе на быстрых нейтронах FBTR (Индия), представленная директором Центра атомных исследований им. Индиры Ганди доктором Балдевом Раджем в 2011 г. [5].

Из этого сообщения следует выделить два фактора:

- продление срока службы реактора еще на 20 лет (до 2030 г.);
- после 2020 г. Индия приступит к созданию исследовательского быстрого реактора мощностью, что особенно важно, 300 МВт (тепловых).

ВОЗМОЖНЫЙ ПУТЬ РЕШЕНИЯ ПОСТАВЛЕННОЙ ЗАДАЧИ

Основной возможный путь решения поставленной задачи и, вероятно, единственный при сохранении объема активной зоны и применении отработанных на других реакторах материалов и конструкции твэла – это повышение тепловой мощности реактора (удельного тепловыделения в активной зоне) примерно в два раза и увеличение количества твэлов в два раза, чтобы не превысить допустимую тепловую нагрузку на твэл, равную 50 кВт/м.

Таблица 1

Основные характеристики экспериментальных быстрых натриевых реакторов

Реактор	RAPSODIE	FBTR	PEC	JOYO	BOR-60
Страна	Франция	Индия	Италия	Япония	Россия
Год физического пуска	1967	1985	Сооружение остановлено в 1988 г.	1982	1968
Номинальная тепловая мощность реактора, МВт	40	40	120	50–75–100	60
Топливо	(UPu)O ₂	(UPu)C	(UPu)O ₂	(UPu)O ₂	(UPu)O ₂
TBC, шт.	64–73	76	78	48–67–83	75–110
Твэлы, шт.	61	61	91	91–127	37
Внешний диаметр / толщина оболочки твэльной трубы, мм	5.1/0.37	5.1/0.37	6.7/0.45	5.5/0.35	6.0/0.3
Обогащение топлива, %	30	55	28.5	36–48	45
Эквивалентный диаметр / высота активной зоны, мм	446/320	492/320	833/650	730/550	460/450
Максимальное / среднее тепловыделение в топливе активной зоны, кВт/л топлива	3060/2210	2344/1806	1384/930	2195/1225	1940/1615
Максимальная / средняя плотность потока нейтронов в активной зоне, ×10 ¹⁵ н/см ² с	3.2/2.3	3.4/2.5	4.0/2.6	5.1/2.6	3.5/2.5
Реактор	EBR-II	FERMI	FFTF	BR-10	CEFR
Страна	США	США	США	Россия	Китай
Год физического пуска	1961	1963	1980	1958	2011
Номинальная тепловая мощность реактора, МВт	62.5	200	400	5–8	65
Топливо	U–Zr	U met	(UPu)O ₂	PuO ₂	UO ₂
TBC, шт.	127	105	28/45	86–90	82
Твэлы, шт.	91	140	217	7	61
Внешний диаметр / толщина оболочки твэльной трубы, мм	4.42/0.305	4.01/0.127	5.84/0.38	8.4/0.4	6.0/0.4
Обогащение топлива, %	67	25.6	20.3/24.6	90	65
Эквивалентный диаметр / высота активной зоны, мм	697/343	831/775	1202/914	206/400	606/500
Максимальное / среднее тепловыделение в топливе активной зоны, кВт/л топлива	2704/1610	2774/1642	1857/1114	2182/1588	1867/1132
Максимальная / средняя плотность потока нейтронов в активной зоне, ×10 ¹⁵ н/см ² с	2.7/1.6	4.5/2.6	7.0/4.2	0.86/0.63	2.97/1.76

Повышение удельного тепловыделения как основной фактор подъема плот-

ности потока нейтронов в исследовательских реакторах, охлаждаемых не жидким металлом, а водой, рекомендовано в работе [6].

Конкретные характеристики предлагаемого технического решения состоят в следующем.

Исходная компоновка активной зоны базируется на ТВС, в которой содержится 91 твэл (шесть рядов) с размером твэльной трубы 6.0×0.3 мм [3]. Предлагается в исходной ТВС добавить два ряда твэлов. Для их (169 твэлов) размещения, естественно, потребуется уменьшение внешнего диаметра твэльной трубы. Конструктивные проработки показали, что для реализации этого технического решения потребуется твэл с размером твэльной трубы 4.1×0.25 мм. В итоге количество твэлов в ТВС увеличивается в 1,86 раза и, соответственно, тепловая мощность реактора поднимается до 280 МВт.

Следует отметить, что такие «тонкие» твэлы использовались в реакторах EBR-II и FERMI (США), в которых размеры твэльной трубы были равны 4.42×0.305 мм и 4.01×0.127 мм соответственно (см. табл. 1).

Для сравнения рассмотрен также путь увеличения максимальной плотности потока нейтронов за счет подъема тепловой мощности реактора до 280 МВт без уменьшения внешнего диаметра твэльной трубы, т.е. с использованием исходной твэльной трубы с размером 6.0×0.3 мм. Чтобы реализовать такое техническое решение без превышения допустимого уровня тепловой нагрузки на твэл, необходимо довести в соответствии с расчетами количество исходных ТВС до 176-ти, что даст рост числа твэлов. Этот путь решения ведет, что вполне очевидно, к росту диаметра активной зоны и, соответственно, к увеличению диаметра корпуса реактора.

МЕТОДЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Нейтронно-физические расчеты РУ МБИР с рассматриваемыми компоновками активной зоны проводились в трехмерной (x, y, z)-геометрии в диффузионном приближении с использованием программы TRIGEX [7].

В программе TRIGEX расчет нейтронно-физических макроконстант для решения диффузионного уравнения и блокированных микроконстант для расчета выгорания осуществлялся с помощью системы подготовки констант CONSYST [8], использующей систему ядерно-физических констант БНАБ-93 [9].

Известно, что результаты нейтронно-физических расчетов реакторов типа МБИР в диффузионном приближении имеют существенные погрешности. Поэтому расчеты необходимо проводить с использованием программ, в которых реализованы более точные методы решения уравнений переноса нейтронов (метод Монте-Карло), или вводить соответствующие поправки.

В частности, расчетные критические состояния РУ МБИР для используемых программы и констант на основании результатов анализа погрешностей вычислений физических характеристик активной зоны реактора СЕФР отождествлялись с расчетными значениями эффективного коэффициента размножения нейтронов, равными 0.98.

Решение поставленной задачи определялось на основе сравнения полученных расчетных величин, т.е. анализировалось относительное изменение расчетных величин, а не их абсолютные значения.

ИСХОДНАЯ КОМПОНОВКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ И РЕЖИМ РАБОТЫ РЕАКТОРА

Для проведения расчетных исследований в качестве исходной компоновки активной зоны использовался вариант (рис. 1) с ТВС на базе твэлов диаметром 6.0 мм [3].

В работе расчеты выполнены для основного проектного режима работы РУ МБИР. Это стационарный режим перегрузок с постоянным числом используемых ТВС активной зоны и с постоянным интервалом между перегрузками от начала до конца цикла. Длительность интервала между перегрузками (время цикла), согласно требованиям [3], ограничена величиной 120 эффективных суток. Кампания ТВС определялась исходя из требований на максимальные значения выгорания топлива и повреждающей дозы стали для оболочки твэла, которые не должны превышать, соответственно, 14% т.а. и 90 сна.

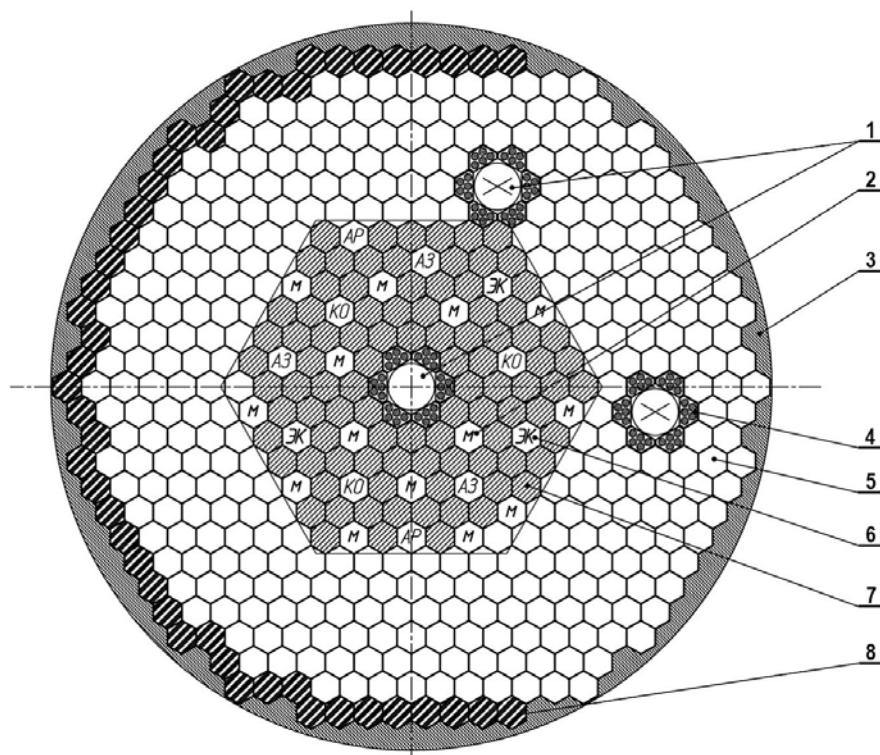


Рис. 1. Компоновка активной зоны РУ МБИР с ТВС на базе твэлов \varnothing 6.0 мм: 1 – петлевые каналы (ПК) в центре активной зоны и два в боковом экране; 2 – материаловедческие и радиоизотопные сборки (М); 3 – периферийный вытеснитель; 4 – вытеснитель вокруг петлевых каналов; 5 – сборки бокового экрана; 6 – инструментированные экспериментальные каналы (ЭК); 7 – ТВС активной зоны; 8 – внутриреакторное хранилище. В активной зоне восемь ячеек выделены для стержней СУЗ: три для компенсирующих органов (КО), три для аварийной защиты (А3) и две для автоматических регуляторов (АР). Шаг размещения шестиугольных ячеек 74 мм

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Представленные расчетные нейтронно-физические характеристики исследуемых компоновок активной зоны (табл. 2) демонстрируют следующие аспекты.

Реализация предложенного технического решения позволяет поднять максимальную величину плотности потока нейтронов в представленной (основной) компоновке активной зоны до $1 \cdot 10^{16}$ н/ $\text{см}^2\text{с}$. В такой компоновке максимальная тепловая нагрузка на твэл составляет 48.6 кВт/м твэла (см. табл. 2), а в исходной – 49.5 кВт/м твэла. Следовательно, есть резерв подъема удельного тепловыделения примерно на 5%, который можно использовать, проведя оптимизацию компоновки активной зоны, для подъема плотности потока нейтронов от $0.95 \cdot 10^{16}$ н/ $\text{см}^2\text{с}$ до указанной величины.

Таблица 2

Основные характеристики рассматриваемых компоновок активной зоны

Компоновка активной зоны	Исходная	Основная	Сравнительная
Тепловая мощность реактора, МВт	150	280	280
Внешний диаметр / толщина оболочки твэльной трубы, мм	6,0 x 0,3	4,1 x 0,25	6,0 x 0,3
Количество твэлов в ТВС	91	169	91
Количество ТВС в активной зоне, шт.	96	96	176
Количество стержней СУЗ	8	8	8
Количество ячеек в зоне для ПК, М и ЭК (см. рис. 1)	29	29	29
Эквивалентный диаметр / высота активной зоны, мм	874 / 550	874 /550	1120 / 550
Материал топлива в твэле	Вибромокс	Вибромокс	Вибромокс
Максимальное тепловыделение, МВт/м ³ (кВт/м твэла)	940 (49.5)	1715(48.6)	930(49.0)
Кампания ТВС, эфф. сутки	530	270	480
Длительность цикла, эфф. сутки	106	90	96
Количество перегружаемых ТВС, шт.	19–20	32	35–36
Обогащение (U+Pu)O ₂ , %	41.2	50.4	32.9
Максимальная плотность потока нейтронов, $\times 10^{15}$ н/см ² с (начало /конец цикла)	5.0/5.2	8.9 / 9.5	6.1 / 6.5
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	13.8	12.6	11.7
Максимальная повреждающая доза (ЧС–68), сна	79	76	82
Потеря реактивности реактора от выгорания топлива, % $\Delta k/k$	3.00	4.55	2.96
Потребление в год (КИУМ = 0.65): «свежих» ТВС, шт. (U+Pu)O ₂ , кг	42–43 354	84–85 574	87 716

Однако для реализации этого варианта технического решения необходимо преодолеть ряд проблем:

- физико-технические – существенно поднять эффективность стержней СУЗ для компенсации сильно выросшей потери реактивности реактора от выгорания топлива, значительно уменьшить нейтронные потоки на несменяемые конструкции реактора, в первую очередь, на корпус реактора, и др.;
- теплотехнические – обеспечить допустимые теплогидравлические параметры для ТВС, содержащей пучок из 169-ти тонких твэлов, что, по-видимому, по-

требует нестандартных конструкторских решений, разработать теплотехническое оборудование для съема возросшей примерно в два раза мощности и др.

Что касается рассматриваемой сравнительной компоновки активной зоны с сохранением размера внешнего диаметра твэла (6.0 мм), то при подъеме мощности до 280 МВт максимальная плотность потока нейтронов увеличивается не так существенно, а всего лишь примерно на 25%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные вычисления показали, что в рассматриваемой на стадии разработки эскизного проекта МБИР компоновке активной зоны можно поднять величину максимальной плотности потока нейтронов до $1 \cdot 10^{16}$ н/см²с, если будет возможна реализация следующих технических решений:

- увеличение тепловой мощности реактора до 280 МВт;
- размещение в проектной ТВС 169-ти твэлов с твэльными трубками $\sim 4.1 \times 0.25$ мм.

Реализация таких технических решений создает ряд очевидных физико-технических, теплотехнических, конструкторских, производственных и экономических проблем, последние из которых, вероятно, являются определяющими.

Результаты работы, возможно, могут быть частично использованы на последующих стадиях разработки РУ МБИР и в дальнейшем, несомненно, предстоящей модернизации активной зоны, как показывают отечественный и зарубежный опыты эксплуатации исследовательских и энергетических реакторов.

Литература

1. Распоряжение правительства РФ № 1026-р от 23 июля 2009 г., подписанное премьер-министром В.В. Путиным.
2. M.N. Svyatkin, A.L. Izhutov, I.Y. Zhemkov et all. Purpose and priority tasks of a Russian Multi-Function Fast Research Reactor. Доклад, FR09, Kyoto, 07–11 December 2009 IAEA – CN – 176/09 – 17 P. Book of extended Synopses, P. 631.
3. Третьяков И.Т., Лопаткин А.В., Романова Н.В. и др. От реактора БОР-60 к реактору МБИР: преемственность и развитие / Сборник докладов научно-технического семинара, посвященного 40-летию реактора БОР-60 «Роль реактора БОР-60 в инновационном развитии атомной отрасли», Димитровград Ульяновской обл., 2010. – Стр. 125–132.
4. Fast reactor database: 2006 Update, IAEA – TECDOC – 1531, Vienna, December 2006.
5. Atominfo.ru, 14 февраля 2011 г.
6. Клинов А.В. О целесообразности и технической возможности повышения плотности потока нейтронов в исследовательских реакторах. / Обзор, Димитровград, ФГУП «ГНЦ НИИАР», 2003.
7. Серегин А.С., Кислицина Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04. Препринт ФЭИ – 2846, Обнинск, 2000.
8. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST . Описание применения. Препринт ФЭИ – 2828, Обнинск, 2000.
9. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93 // ВАНТ. Серия «Ядерные константы», №1, 1996.

Поступила в редакцию 17.07.2013

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039

Development of closed nuclear fuel cycle technologies of fast reactors for large scale nuclear energetic | V.I. Rachkov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. 10 pages. – References, 11 titles.

Problems of modern nuclear power engineering are brought up and described are the possible solutions on the basis of closed nuclear fuel cycle with fast reactors that meet the requirements of inherent safety for large scale nuclear power industry. This article analyses the content of acting since 2010 Federal State Program “Nuclear power technologies of new generation for the period of 2010–2015 and in perspective until 2020” and its progress. The conclusion is that main principles of “Nuclear power engineering development strategy in Russia in the first half of XXI century”, approved by the government of RF in 2000, remain the same even though they require development concerning new reality at the market of organic fuels, state of Russian and world economies and higher safety requirements (Fukushima) as well as nuclear nonproliferation.

УДК 621.311.25

Model analysis of spent fuel pit severe accident for SUNPP (Unit 1) under blackout and heat removal failure using MELCOR 1.8.5 | A.S. Balashevsky, D.V. Shevlev, N.I. Vlasenko, V.Ya. Kozlov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. 9 pages, 1 table, 8 illustrations. – References, 7 titles.

The calculation model of the spent fuel pit for SUNPP (Unit 1) using MELCOR 1.8.5 computer code has been created. The loss of heat removal from spent fuel pit initiating event has been analyzed. Time limits of fuel damage, hydrogen generated mass and melt-concrete interaction having been estimated.

УДК 621.039.564.5

Methods for localization of failed fuel assemblies in MBIR reactor | P.A. Dvornikov, S.N. Kovtun, D.A. Lukyanov, S.S. Shutov, A.S. Zhilkin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. 10 pages, 4 illustrations. – References, 6 titles.

The paper describes the designed fuel element monitoring system for MBIR fast research reactor. The method for localization of failed fuel assemblies on the power operating reactor is proposed. As a result, the time of failed fuel assemblies search on shutdown reactor can be reduced. The method is based on monitoring of delayed neutrons emitted by fission products in coolant, and modeling of the loop distribution of liquid metal coolant.

УДК 621.039

Simulation of irradiation of the personnel involved in the process of AMB SNF cutting under water | V.P. Smirnov, A.Z. Gayazov, I.V. Kuzmin, A.Yu. Leshchenko, S.V. Semenovsky, V.V. Serebryakov, A.S. Hrenov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. 8 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The article presents the basic factors of radiation exposure of the personnel in the process of work implementation for handling AMB SNF on the site of FSUE “PA “Mayak”. The results of experimental researches of mechanisms of formation of radiation sources impacting dosimetric situation are provided. The basic approaches to develop the model of formation of radiation exposure of the personnel and results of calculation of the parameters of dosimetric situation at working places using newly developed model are presented.

УДК 621.039.58

Method to accounting reliability of human-machine systems in NPP to decision-making, and the results of its application to the example of Balakovo NPP | Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 6 pages, 3 tables, 3 illustrations. – References, 9 titles.

This paper presents the method to accounting reliability of equipment, personnel and facilities when making management decisions. The method based on comparative analysis of reliability particular study object with the average values for Russian NPP. Presents the results of using the method for chosen as an example, Balakovo NPP.

УДК 539.182+544.1+14+930.85

At the 100 years anniversary of Bohr atom model | V.V. Kharitonov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 4 pages, 1 illustrations. – References, 4 titles.

First planetary atom model was finding by Boris N. Chicherin (1828–1904) in Russia. In 1888–1889 Chicherin described this model in scientific review «Zhurnal Russkogo Fiziko-Himicheskogo Obshchestva». At 25 years after Niels Bohr developed the *Bohr model of the atom*, in which he proposed that energy levels of electrons are discrete, and that they revolve in stable orbits around the atomic nucleus, but can jump from one energy level (or orbit) to another.

УДК 621.039.546

Behavior of E125 alloy under high-temperature oxidation | V.G. Asmolov, V.P. Smirnov, A.Yu. Leshchenko, I.V. Kuzmin, A.S. Pokrovsky, G.P. Kobylansky, D.V. Kharkov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 5 illustrations. – References, 8 titles.

The paper presents methods and results of studies into oxidation of the non-irradiated alloy E125 at 700–1100° C in a steam-argon medium. A comparative analysis of the data on the corrosion behavior of the E110 alloy and foreign Zr-2.5% Nb alloys has been carried out. Significant differences in the kinetic oxidation of the E125 and E110 alloys at 900 – 1000 ° C are revealed.

УДК 621.039.51

Verification of DYNCO code in HTGR core simulating | M.V. Silin, A.V. Levchenko, O.A. Grigorieva; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 8 pages, 5 tables, 6 illustrations. – References, 4 titles.

The paper is concerned with results of verification of DYNCO code in neutronic HTGR core simulating. This verification is based on international benchmark. It is indicated that used DYNCO code can be applied for high-temperature reactors calculations and obtained by DYNCO results describe neutron characteristics with good agreement.

УДК 629.76:629.78

On the experimental study of the converters of thermal energy into the parallel photon beam | A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, N.I. Loginov, A.S. Mikheev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 3 tables, 8 illustrations. – References, 5 titles.

Present paper is a prolongation of the paper [1] devoted to the theoretical estimations of the direct conversion of thermal energy from the nuclear reactor into the energy of directional flow of infrared radiation. Experimental facilities constructed for the modeling of processes taking place in the systems concerned are described, and a certain part of results obtained is

presented. It is shown that efficiency of the direct conversion of the nuclear reactor thermal energy into the energy of directional flow light radiation can be high enough (80–90%).

УДК 629.039.58+331.44+316.6

Methodological principles of industrial enterprises personnel psychological education for work in high-risk conditions | V.N. Abramova; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Ochnibsk, 2013. 9 pages, 1 table, 1 illustration. – References, 3 titles.

Traditionally at universities industrial enterprise workers competence is mainly developed in the sphere of professional knowledge and skills.

Professionally important personal qualities are paid less attention to whereas these qualities, motives, and relations not in the less predetermine specialists success or failure. Persons psychological training for professional knowledge application in high-risk conditions is particularly important. Psychological training methodology contains approaches, scientific methods, and methodology of functional and structural activity analysis, psychology of developing professionally important skills including professional motivation and mental attitude toward high culture safety and organizational culture.

УДК 621.039.543.6

Computational studies of global nuclear energy development under the assumption of the world's heterogeneous development | A.F. Egorov, V.V. Korobeynikov, E.V. Poplavskaya, G.A. Fesenko; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Ochnibsk, 2013. 8 pages, 5 tables, 3 illustrations. – References, 4 titles.

We study the mathematical model of Global nuclear energy development until the end of this century. For comparative scenarios analysis of transition to sustainable nuclear energy systems, we use models of heterogeneous world with an allowance for specific national development. Selected models are closely to real picture of the World of the future, according to international experts. Global Model Scenarios by end of 2100 yr are interdependent and formulated in such a way that the total capacity of Nuclear Energy development in all scenarios was constant and equal. There are two options in this scenarios: 5000 GW for high and 2,500 GW for moderate by the end of 2100 yr.

УДК 621.039.526:621.039.59

Minor actinides incineration in neutron spectra of uranium-235 or plutonium fission | G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Ochnibsk, 2013. 8 pages, 4 tables, 1 illustration. – References, 10 titles.

In the paper with the aim to incinerate minor actinides (neptunium, americium and curium) the possible ways of increasing the mean energy of neutrons in nuclear power installations are considered. These ways may be following: the usage of slow moderating coolant from lead-208 in innovative fast reactors, optimization of core dimensions in critical and subcritical reactors, the usage of high enriched fuel and at last considering the possibility of minor actinides incineration in neutron spectra of uranium-235 or plutonium fission.

УДК 621.039.526:621.039.51

Special aspects of the initial fuel loading phase in BN-1200 reactor core | I.V. Malysheva, A.N. Tsarapkina, V.A. Eliseev, A.V. Egorov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Ochnibsk, 2013. 6 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 4 titles.

Different methods are presented for excess reactivity reduction in the initial fuel loading

phase as well as associated transients before the stable state of regular partial reloadings. Different techniques for compensating excess reactivity are being analysed. Two ways of compensating excess reactivity have been shown possible, which do not violate design constraints on FE specific power: with combined (boron carbide + steel) and uranium regular reactivity compensators.

УДК 621.039.526

Calculational-experimental research of irradiation heat rate in the BOR-60 side shield | A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. 7 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 8 titles.

The improved method was used to calculate irradiation heat rate in components of an experimental rig located in the first row of the BOR-60 side shield. It is shown that the computed values correlate satisfactorily with the experimental ones. Some causes of discrepancy are given as well as the ways of their elimination.

УДК 621.039.526

Increasing maximum neutron flux in the core of MBIR reactor | V.A. Cherny, L.A. Kotchetkov, I.V. Burevsky, V.Yu. Stogov; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. 7 pages, 2 tables, 1 illustration. – References, 9 titles.

The information is presented on theoretical search for technical decisions with their application for the core of the MBIR installation under design for essential increase (approximately by a factor of two) of maximum neutron flux up to $1 \cdot 10^{16} \text{ n/cm}^2\text{s}$.

It is shown that the increase of thermal capacity of the reactor from 150 MWt to 280 MWt with simultaneous reduction of fuel pin diameter in the core from 6.0 mm to 4.1 mm would result in maximum neutron flux of about $1 \cdot 10^{16} \text{ n/cm}^2\text{s}$.

НАШИ АВТОРЫ

Абрамова В.Н. – д.пх.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск

Асмолов В.Г. – д.т.н., профессор, первый заместитель Генерального директора ОАО «Концерн Росэнергоатом», Москва

Балашевский А.С. – Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности, Украина, Севастополь

Блохин А.И. – к.ф.-м.н., с.н.с., начальник лаборатории, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Бурьевский И.В. – с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Варивцев А.В. – ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Власенко Н.И. – ОП «Научно-технический центр» ГП НАЭК «Энергоатом», Украина, Киев

Волков Ю.В. – д.т.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск

Гаязов А.З. – в.н.с. 000 НПФ «Сосны», Димитровград

Григорьева О.А. – н.с., ЭНИМЦ «Моделирующие системы», Обнинск

Гулевич А.В. – д.ф.-м.н., первый заместитель генерального директора, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Дворников П.А. – к.т.н., начальник отдела, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Егоров А.В. – м.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Егоров А.Ф. – м.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Елисеев В.А. – начальник лаборатории, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Жемков И.Ю. – ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Жилкин А.С. – к.ф.-м.н., с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Кобылянский Г.П. – к.т.н., в.н.с., ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Ковтун С.Н. – к.т.н., заместитель начальника отдела, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Козлов В.Я. – ОП «Научно-технический центр» ГП НАЭК «Энергоатом», Украина, Киев

Коробейников В.В. – д.ф.-м.н., профессор, г.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Кочетков Л.А. – советник генерального директора, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Кузьмин И.В. – в.н.с., 000 НПФ «Сосны», Димитровград

Кухарчук О.Ф. – д.ф.-м.н., заместитель директора Института ядерных реакторов и теплофизики, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Левченко А.В. – к.т.н., заведующий лабораторией нейтронно-физического моделирования, ЭНИМЦ «Моделирующие системы», Обнинск

Лещенко А.Ю. – к.т.н., заместитель начальника отдела НИР 000 НПФ «Сосны»,

Димитровград

Логинов Н.И. – д.т.н., г.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Лукьянов Д.А. – к.т.н., в.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Малышева И.В. – с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Михеев А.С. – начальник лаборатории, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Покровский А.С. – к.ф.-м.н., начальник лаборатории, ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Поплавская Е.В. – к.т.н., начальник лаборатории, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Рачков В.И. – чл.-корр. РАН, профессор, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Семеновых С.В. – к.б.н., начальник отдела обеспечения безопасности технологий ООО НПФ «Сосны», Димитровград

Серебряков В.В. – к.т.н., начальник отдела радиационной безопасности ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Силин М.В. – н.с., ЭНИМЦ «Моделирующие системы», Обнинск

Смирнов В.П. – д.т.н., профессор, научный руководитель ООО НПФ «Сосны», Димитровград

Соболев А.В. – аспирант, Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск

Стогов В.Ю. – с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Фесенко Г.А. – к.ф.-м.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Харитонов В.В. – д.ф.-м.н., профессор, НИЯУ «МИФИ», Москва

Харьков Д.В. – к.т.н., с.н.с., ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Хорасанов Г.Л. – к.ф.-м.н., с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Хренов А.С. – с.н.с. ОАО «ГНЦ-НИИАР», Димитровград

Царапкина А.Н. – инженер 2-й кат., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Черный В.А. – с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

Шевелев Д.В. – к.т.н., ОП «Научно-технический центр» ГП НАЭК «Энергоатом», Украина, Киев

Шутов С.С. – начальник лаборатории, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск

OUR AUTHORS

- Abramova V.N.** – Dr. Sci. (Psych.), Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU «MEPhI», Obninsk
- Asmolov V.G.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, First Deputy Director General Rosenergoatom Concern OJSC, Moscow
- Balashevsky A.S.** – Sevastopol National University for Nuclear Energy and Industry, Ukraine, Sevastopol
- Blokhin A.I.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Senior Researcher, Head of Laboratory, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Bur'evsky I.V.** – Senior Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Cherny V.A.** – Senior Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Dvornikov P.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of the Department, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Egorov A.F.** – Junior Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Egorov A.V.** – Junior Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Eliseev V.A.** – Head of Laboratory, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Fesenko G.A.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Gayazov A.Z.** – Leading Researcher, R&D Company «SOSNY», Dimitrovgrad
- Grigorieva O.A.** – Scientific Researcher, Experimental Scientific-Research&Methodology Center «Simulation Systems», Obninsk
- Gulevich A.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), First Deputy Director General, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Hrenov A.S.** – Senior Researcher, JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
- Khar'kov D.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Senior Researcher, OJSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
- Kharitonov V.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow
- Khorasanov G.L.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Senior Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Kobylansky G.P.** – Cand. Sci. (Engineering), Leading Researcher, OJSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
- Korobeynikov V.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Principal Scientist, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Kotchetkov L.A.** – Adviser to Director General, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Kovtun S.N.** – Cand. Sci. (Engineering), Deputy Head of the Department, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Kozlov V.Ya.** – SE «Scientific and Technical Center» of SE NNEG «Energoatom», Ukraine, Kiev
- Kukharchuk O.F.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Deputy Director of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Kuz'min I.V.** – Leading Researcher, R&D Company «SOSNY», Dimitrovgrad

- Leshchenko A.Yu.** – Cand. Sci. (Engineering), Deputy Head of R&D Department, R&D Company «SOSNY», Dimitrovgrad
- Levchenko A.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of Laboratory, Experimental Scientific-Research&Methodology Center «Simulation Systems», Obninsk
- Loginov N.I.** – Dr. Sci. (Engineering), Principal Scientist, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Lukyanov D.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Leading Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Malysheva I.V.** – Senior Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Mikheev A.S.** – Head of Laboratory, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Pokrovsky A.S.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Head of Laboratory, OJSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
- Poplavskaya E.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of Laboratory, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Rachkov V.I.** – Corresponding Member of RAS, Professor, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Semenovykh S.V.** – Cand. Sci. (Biol.), Head of Safety Analysis Department, R&D Company «SOSNY», Dimitrovgrad
- Serebryakov V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of Radiation Safety Department, JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
- Shevielov D.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor, SE «Scientific and Technical Center» of SE NNEGC «Energoatom», Ukraine, Kiev
- Shutov S.S.** – Head of Laboratory, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Silin M.V.** – Scientific Researcher, Experimental Scientific-Research&Methodology Center «Simulation Systems», Obninsk
- Smirnov V.P.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Scientific Supervisor R&D Company «SOSNY», Dimitrovgrad
- Sobolev A.V.** – Postgraduate student, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU «MEPhI», Obninsk
- Stogov V.Yu.** – Senior Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Tsarapkina A.N. – Engineer 2nd category, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
- Varivtsev A.V.** – OJSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
- Vlasenko N.I.** – SE «Scientific and Technical Center» of SE NNEGC «Energoatom», Ukraine, Kiev
- Volkov Yu.V.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU «MEPhI», Obninsk
- Zhemkov I.Yu.** – OJSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
- Zhilkin A.S.** – Cand. Sci (Phys.-Math.), Senior Researcher, SSC-RF Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk