



Уран-графитовые реакторы.

Технологии демонтажа, дезактивации, разукрупнения, утилизации

стр. 3



стр. 9

АЭС с реакторами на быстрых нейтронах и замкнутым ядерным топливным циклом. Перспективы



Развитие аварии на 4-м блоке Чернобыльской АЭС.

Судьба графита

стр. 12

Жители Удомли в шоке

от организации медицины в своем городе

стр. 18



А.Г.Пархомов в домашней лаборатории повторил опыт А. Росси



стр. 25



**Е.Д. Чернов
подводник
высшей пробы,
испытатель
и настоящий
герой**

стр. 28

Содержание

Обращение с реакторным графитом. Возможные решения при выводе из эксплуатации реакторов РБМК. О.В. Бодров, В.Н. Кузнецов, О.Э. Муратов, А.А. Талевлин	3
Стратегия-2018 – смесь шарлатанства и конъюнктурного сговора. Б.И. Нигмугалин	9
Куда делся графит? О.Ю. Новосельский	12
О предупреждении аварий на сложном объекте. Н.Я. Щербина, М.В. Костына	17
Медицина Удомли: будем лечить или пусть живет? Д.Л. Подушков	18
Антимифы, мифы и полумифы от ФГУП «НО РАО». В.Н. Комлев	21
О недостоверности оценок безопасности ПГЗРО. Б.Е. Серебряков	22
Алхимики XXI века. Александр Пархомов. Александр Просвирнов	25
Профессионал, подводник высшей пробы, испытатель, герой. Н.Я. Щербина	28
Может ли человек влиять на климат. В.К. Шурпяк	32
Юбилей Горно-химического комбината	35



№ 159, февраль 2019 г.
Основан в Санкт-Петербурге в марте 2002 г.

Учредитель и Издатель ЗАО «ОВИЗО»
Свидетельство о регистрации журнала «Атомная стратегия»: № ПИ 2-6494 от 21.03.2003 в Северо-Западном окружном межрегиональном территориальном управлении Министерства Российской Федерации по делам печати, телерадиовещания и средств массовых коммуникаций (г. Санкт-Петербург)

Главный редактор – **Олег Двойников**.
Редактор сайта www.proatom.ru – **Людмила Селивановская**.
Редактор – **Тамара Девятова**.
Дизайн обложки – **Владимир Мочалов**.
Верстка – **Андрей Голубков**.

Почтовый адрес: 196070, Санкт-Петербург, а/я 127, ЗАО «ОВИЗО»
Тел.: +7(812)438-3277, +7(921)958-9004.
E-mail: info@proatom.ru;
www.proatom.ru
Подписано в печать 12.03.2020 г.

За содержание публикуемых в журнале информационных и рекламных материалов ответственность несут авторы. Редакция предоставляет возможность высказаться по существу, однако имеет свое представление о проблемах, которое не всегда совпадает с мнением авторов. Редакция рукописи не возвращает и оставляет за собой право редактирования информационных материалов.

Распространение:
почтовая рассылка специалистам предприятий и организаций атомной отрасли, политикам, руководителям крупнейших предприятий и организаций энергетики, участникам выставок и конференций, подписчикам и рекламодателям.

Редакция благодарна авторам статей и рекламодателям за поддержку журнала «Атомная стратегия». При перепечатке ссылка на журнал «Атомная стратегия» и предприятие «ОВИЗО» обязательна. Журнал «Атомная стратегия» выходит с периодичностью 12 раз в год.

Отдел рекламы:
тел. +7(812)438-3277. E-mail: info@proatom.ru
Стоимость подписки на один экземпляр с рассылкой в пределах России – 4800 рублей.

Обращение с реакторным графитом

Возможные решения при выводе из эксплуатации реакторов РБМК

О.В. Бодров, В.Н. Кузнецов, О.Э. Муратов, А.А. Талевлин
Санкт-Петербург – Челябинск – Висагинас

Вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС связан с необходимостью поиска безопасных технологий: демонтажа, дезактивации, разукрупнения, утилизации и долговременной изоляции радиоактивных материалов, которые возникли в процессе эксплуатации.

Радиоактивный изотоп углерода ^{14}C , возникший при эксплуатации уран-графитовых реакторов (УГР), требует особенно тщательного подхода в выборе технологии долговременной изоляции от живой природы. Он является долгоживущим и биологически значимым радионуклидом, а это значит, что технологии его перевода в безопасное состояние или долговременную изоляцию должна отвечать критериям экологической, социальной, экономической и нравственной приемлемости.



О.В. Бодров, В.Н. Кузнецов, О.Э. Муратов, А.А. Талевлин

История уран-графитовых реакторов

Использование ядерной энергии началось с уран-графитового реактора (УГР) CP-1, который был построен в 1942 г. под трибунами стадиона Чикагского университета. С тех пор было разработано множество конструкций реактора с графитовым замедлителем. Большинство из них – энергетические, исследовательские реакторы для испытаний материалов, исследований радиационной стойкости, создания и испытания аппаратуры и оборудования и пр. Значительная часть УГР была специально разработана для наработки оружейного плутония.

Всего в мире было построено 123 УГР:

- реакторы для наработки плутония с воздушным охлаждением: X-10 (Национальная лаборатория OakRidge, США), WindscalePile (Великобритания) и G1 (Marcoule, Франция) и др.;
- легководные реакторы с графитовым замедлителем: В, D, F (Хэнфорд США) и российские промышленные уран-графитовые реакторы (ПУГР) АДЭ, ЭИ и др. для наработки плутония, а также энергетические реакторы АМБ, ЭГП в России и РБМК в России, Украине и Литве;
- реакторы, охлаждаемые углекислым газом: британские Magnox и AGR, французские UNGG;
- высокотемпературные реакторы с гелиевым охлаждением Dragon (Великобритания), THTR (Германия), PeachBottom (США);
- новые разработки УГР ведутся: в Японии (HTTR), Китае (TRIS-10) и ЮАР (PMBR);
- продолжают эксплуатироваться в режиме генерации энергии 10 реакторов РБМК-1000 и 3 реактора ЭГП-6 в РФ, 14 реакторов AGR в Великобритании, 4 реактора в Китае и исследовательский реактор UNGG в Бельгии.

Японский высокотемпературный газоохлаждаемый реактор в исследовательском центре Оараи, введенный в эксплуатацию в 1998 г. и остановленный после Фукусимской аварии, проходит обследования для проверки соответствия постфукусимским стандартам в области безопасности, его дальнейшая судьба не решена.

Поддавляющее большинство УГР, в том числе все промышленные реакторы для на-

работки оружейного плутония (кроме КНДР) остановлены и подлежат выводу из эксплуатации.

Основная проблема вывода из эксплуатации ядерных установок с УГР связана с необходимостью выбора оптимальных методов обращения с большими объемами отработавшего графита, который занимает особое место при обращении с накопленными радиоактивными отходами (РАО). Весь отработавший облученный и радиоактивно-загрязненный графит, получаемый в результате демонтажа УГР, можно разделить на две основные группы:

- конструкционный графит, из которого выполнена кладка реактора;
- графит, образующийся в ходе ремонтов и ликвидации инцидентов и аварий на реакторах.

Удельная активность реакторного графита является величиной прогнозируемой и составляет, в зависимости от срока эксплуатации реактора, от $1,1 \times 10^{11}$ Бк/т до $3,7 \times 10^{12}$ Бк/т по ^{14}C . Активность извлекаемого при ремонтах графита предопределяется невозможно в связи с неоднородностью распределения просыпей ядерного топлива в реакторном пространстве.

Общая активность графита разделяется на два типа: внутренняя и внешняя. Внутрен-

няя активность складывается из нескольких составляющих:

- радиоактивность технологических примесей,
- накопление в графите ^{14}C , удельная активность которого растет с дозой. Для ресурсных флюенсов кладки реакторов РБМК-1000 ($\sim 2 \times 10^{22}$ н/см 2) удельная активность ^{14}C может достигать $3,7 \times 10^9$ Бк/кг.

К внешним загрязнениям графита относятся просыпи продуктов деления и фрагментов ядерного топлива, образующиеся в результате различных инцидентов или аварий. Мощность дозы γ -излучения от реакторного графита таких загрязненных блоков на расстоянии 0,5 м может достигать 600 мкЗв/с. По мере удаления от центра локализации такого инцидента радиоактивность блоков графитовой кладки значительно снижается.

После длительного облучения в реакторе графит не приобретает никаких свойств, которые могли бы ему создать область полезного применения. Учитывая удельную активность облученного графита (~ 1 ГБк/кг), его относят к категории твердых РАО среднего или высокого уровня активности. Кроме того облученный реакторный графит обладает следующими специфическими свойствами:

- уникальностью кристаллической структуры и пористостью, которые определяют его физические свойства и поведение после нейтронного облучения;
 - незаменимостью графитовой кладки в течение всего срока эксплуатации активной зоны УГР, и, как следствие, наибольшим из всех РАО набранным флюенсом нейтронов;
 - неравномерностью как по величине, так и изотопному составу загрязнения кладки и отдельных графитовых деталей;
 - загрязненностью кладки долгоживущими биологически значимыми радионуклидами ^{90}Sr и ^{137}Cs , которые химически более активны и могут замещать в живых организмах стабильные изотопы ^{40}Ca , ^{39}K , создавая тем самым дополнительное внутреннее облучение;
 - дополнительным вкладом в активность графита таких радионуклидов, как ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{239}Pu и др., возникшим в результате аварий и попадания в него фрагментов ядерного топлива;
 - пожароопасностью графита и взрывоопасностью графитовой пыли;
 - высокой удельной теплотой сгорания (~ 8 ккал/г) и температурой воспламенения ~ 700 °С;
 - наличием накопленной «энергии Вигнера», образующейся при облучении нейтронами кристаллической решетки, которая деформируется, приобретая более высокую потенциальную энергию. Количество накопленной энергии зависит от потока нейтронов, времени облучения и температуры и может достигать ~ 2.700 Дж/г, что при одновременном высвобождении теоретически может привести к повышению температуры ~ 1500 °С;
 - выделением из кладки радиоактивных и токсичных газов, таких как ^{36}Cl , ^3H .
- Вышеперечисленные свойства ОРГ требуют при выводе из эксплуатации комплексного планирования и реализации нескольких взаимосвязанных операций для надежной изоляции от живых систем.

Существует два основных варианта обращения с ОРГ, при реализации которых необходимо учитывать данные свойства этих РАО:

Страна	Количество реакторов	Тип реактора	Годы эксплуатации	Масса графита, т
Франция	9	UNGG, GCR	1959-1994	23.114
Германия	2	HTGR	1967-1989	525
Бельгия	1	UNGG	1956-н.в.	472
Италия	1	Magnox	1963-1987	2.065
Япония	2	Magnox, HTGR*	1966-н.в.	1.600
Северная Корея	1	Magnox	не определено	не определено
Литва	2	LWGR	1983-2009	4.000
Россия	31	LWGR	1954-н.в.	66.204
Испания	1	Magnox	1972-1990	2.440
Великобритания	46	Magnox, AGR	1947-н.в.	77.006
Украина	4	LWGR	1977-2000	$\sim 8.000^{**}$
США	19	HTGR, LWGR, Aircooled	1942-1989	10.160
Китай	4	HTR, Aircooled, LWGR	1963-н.в.	1.560
ИТОГО	123			197.146

Таблица 1. Уран-графитовые реакторы в мире. *Реактор HTGR после аварии на АЭС Фукусима был остановлен, начаты работы по обновлению его лицензии для соответствия «постфукусимским стандартам» в области безопасности; ** Количество оставшегося графита в четвертом энергоблоке не определено.

- упаковка некондиционированного ОРГ в контейнеры с последующим захоронением;
- кондиционирование ОРГ (сжигание, включение в инертную матрицу и т.п.) с отдельным удалением и последующей утилизацией/захоронением всех полученных фракций РАО.

В настоящее время суммарное количество накопленного ОРГ в мире ~260 тыс. т (рис. 1). Поэтому проблема эффективной экологически безопасной утилизации облученного реакторного графита является общемировой.

В различных странах изучались варианты обращения с ОРГ. Общепринятого подхода к безопасной разборке кладки, ее кондиционированию и захоронению пока не найдено. Только у Франции имеются конкретные планы по захоронению графитовых отходов. В Великобритании и во Франции продолжают исследования, направленные на изучение поведения, локализации и механизмов высвобождения ключевых радионуклидов в облученном графите, а также на минимизацию объемов ОРГ для окончательной изоляции.

Планы по обращению с графитовыми отходами во Франции были четко определены законом, принятым в 2006 г., который устанавливает целевые сроки для процесса окончательной изоляции.

Стратегия захоронения, одобренная регулирующим органом, заключается в захоронении графитовых отходов в приповерхностном хранилище в глинах. Основным критерием этого варианта является экономия затрат, которые оцениваются на порядок ниже, чем в глубокой геологической формации.

В Великобритании большая часть ОРГ находится в действующих или остановленных реакторах АЭС. Эталонная стратегия захоронения облученного графита заключается в его размещении в защитных контейнерах в геологическом хранилище. Представлены два проекта вывода из эксплуатации УГР – исследовательского реактора GLEEP и реактора WindscalePile.

Роль МАГАТЭ в решении проблемы утилизации реакторного графита

В материалах МАГАТЭ 2010 г., посвященных прогрессу в изучении методов решения проблемы реакторного графита, рассмотрены достоинства и недостатки немедленного вывода УГР из эксплуатации. Отмечено, что стратегия вывода из эксплуатации определяется исходя из затрат, долгосрочных и краткосрочных. При этом говорится, что скорейший вывод из эксплуатации является ключевым фактором, способствующим восстановлению общественного доверия. Поэтому техническое сообщество должно предложить технологические средства для достижения скорейшего и безопасного вывода из эксплуатации.

В 2016 г. МАГАТЭ признало потенциальную опасность, сложившуюся в мире с обращением, утилизацией и окончательным захоронением ОРГ остановленных научно-исследовательских, промышленных и энергетических уран-графитовых реакторов. Была поддержана идея создания в Российской Федерации международного центра по отработке безопасных технологий по обращению ОРГ. Такой центр был создан на базе Томского «Опытно-демонстрационного центра вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов» (ОДЦ УГР). В этом проекте GRAPA (Irradiated GRAPhite Processing Arranges) участвуют также Германия и Франция. Планируется, что в течение трех лет ОДЦ разработает промышленную технологию безопасного обращения с ОРГ.

Целью проекта стало решение широкого круга задач, включая определение свойств графитовых РАО, разработку безопасных технологий извлечения графита из реакторов, переработку, временное хранение и захоронение. Это достигается за счет обобщения опыта, полученного разными странами и выполнения НИОКР.



Рис.1. Массы накопленного радиоактивного графита в разных странах при работе УГРов [Павлюк А.О. выставка «АтомЭко 2017», М. Ноябрь, 2017, http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/2017/materials/06_АТОМЕКО_Павлюк_А.О.pdf]

Одним из результатов работы по проекту GRAPA стал отказ от дорогостоящих и неэффективных методов, таких как метод демонтажа графитовой кладки под водой, принятый ранее во Франции. Существенной особенностью проекта GRAPA является нацеленность на технологии полноценной опытно-промышленной демонстрации технических решений и их дальнейшей реализации.

За три года ОДЦ УГР значительно продвинулся в области разработки безопасных технологий демонтажа графитовых кладок и апробации методов характеристики, переработки, дезактивации графита, и «захоронения на месте» уран-графитовых реакторов. Из-за высоких уровней радиоактивности разборка графитовой кладки не может выполняться человеком, это должны делать роботы, которые необходимо создать и обучить. Для разборки графитовых кладок РБМК потребуется проектирование и строительство полномасштабного тренажера с разработкой компьютерных программ и обучением роботизированного комплекса и операторов.

Учитывая полученные результаты и наличие сформированной команды специалистов, МАГАТЭ планирует продолжить реализацию проектов, направленных на решение проблемы графитовых РАО.

Правовой режим обращения с облученным графитом в Российской Федерации

Исходя из норм действующего законодательства облученный графит выводимых из эксплуатации блоков АЭС (РБМК-1000) является разновидностью радиоактивных отходов, так как дальнейшее использование графита не предусмотрено.

В законодательстве Российской Федерации порядок обращения с радиоактивными отходами регулируется двумя основными федеральными законами:

- «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ
- «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» № 190-ФЗ.

Кроме этого, к нормативным источникам, содержащим правовые нормы в сфере вывода из эксплуатации ядерных установок и пунктов хранения, можно отнести следующие международные конвенции и федеральные законы:

- Конвенцию о ядерной безопасности (Вена 1994);
- Объединенную конвенцию о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами (Вена 1997);
- ФЗ «О радиационной безопасности на-

селения» № 3-ФЗ;

- ФЗ «Об охране окружающей среды» № 7-ФЗ;
 - ФЗ «Об экологической экспертизе» № 174-ФЗ;
 - ФЗ «Об электроэнергетике» № 35-ФЗ;
- Постановления Правительства Российской Федерации:

- «О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии»;
- «О лицензировании деятельности в области использования атомной энергии»;
- «Об утверждении положения о разработке и утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и перечня федеральных норм и правил в области использования атомной энергии».

Кроме того существуют федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии и санитарные правила в области обеспечения радиационной безопасности, разработанные надзорными органами. На сегодняшний день разработаны Правила безопасного вывода из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла (НП-057-04), ядерных энергетических установок судов (НП-037-02), исследовательских ядерных установок (НП-028-01), промышленных реакторов (НП-007-98) и др.

Правила вывода из эксплуатации таких ядерных установок и пунктов хранения закреплены в Общих положениях обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15) и Правилах обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (НП-012-16, утв. Приказом Ростехнадзора от 10.01.2017 № 5).

Кроме этого содержание программы по выводу из эксплуатации блока атомной станции содержится в Руководстве по безопасности РБ-013-2000 «Требования к содержанию программы вывода из эксплуатации блока атомной станции» (утв. постановлением Госатомнадзора РФ от 4 ноября 2000 г. № 13).

Исходя из нормативных документов, под выводом из эксплуатации ядерной установки признается деятельность, осуществляемая после удаления ядерного топлива и ядерных материалов с блока атомной станции (АС), направленная на достижение заданного конечного состояния блока АС, исключающая использование блока в качестве источника энергии и обеспечивающая безопасность работников (персонала), населения и окружающей среды.

Правила (НП-012-16) устанавливают, что на всех этапах жизненного цикла блока АС, предшествующих его выводу из эксплуатации, эксплуатирующей организацией должно осуществляться планирование вывода из эксплуатации блока АС путем разработки концепции вывода из эксплуатации блока АС и ее по-

следующего пересмотра (уточнения). Данными правилами также установлена норма о необходимости разработки Концепции вывода для всех энергоблоков в течение двух лет после вступления в силу этих правил, то есть не позднее 22.02.2019 г.

На сегодняшний день нормативно закреплено два сценария вывода из эксплуатации АС:

- ликвидация блока АС,
- захоронение блока АС.

Варианты ликвидации блока могут быть реализованы двумя альтернативными способами:

- «немедленная ликвидация блока атомной станции»,
- «отложенная ликвидация блока атомной станции».

Ликвидация блока АС – вариант вывода из эксплуатации блока АС, предусматривающий:

- дезактивацию загрязненных радионуклидами зданий, сооружений, систем и элементов блока АС до приемлемого уровня в соответствии с действующими нормами радиационной безопасности и (или) их демонтаж,
- обращение с образующимися РАО и другими опасными отходами,
- подготовку площадки выводимого из эксплуатации блока АС для дальнейшего ограниченного или неограниченного использования.

Немедленная ликвидация блока АС – способ реализации варианта «Ликвидация блока АС», при котором работы по демонтажу или дезактивации зданий, сооружений, систем и элементов блока АС начинаются непосредственно после прекращения эксплуатации блока АС. Например, «Концепция вывода из эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС с РБМК-1000» предусматривает вариант «немедленная ликвидация».

Отложенная ликвидация блока АС – способ реализации варианта «Ликвидация блока АС», при котором работы по демонтажу или дезактивации зданий, сооружений, систем и элементов блока АС начинаются после их безопасного сохранения на площадке выводимого из эксплуатации блока АС в течение длительного времени до тех пор, пока содержание в них радиоактивных веществ в результате естественного распада не снизится до заданных уровней.

Захоронение блока АС – вариант вывода из эксплуатации блока АС, предусматривающий создание на площадке АС системы захоронения РАО.

Исходя из утвержденной в Российской Федерации классификации РАО (утв. Постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069), все радиоактивные отходы помимо агрегатного состояния и других критериев по опасности разделены на 6 классов. Данная классификация применима только к удаляемым РАО.

В соответствии с «Критериями отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам» (утв. Постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069) облученный графит энергоблоков АС не может быть отнесен к «особым РАО» и является «удаляемыми РАО». Исходя из утвержденной классификации, большая часть облученного графита являются РАО второго класса. По действующему законодательству РАО второго класса необходимо хоронить в ПГЗРО. Однако таких пунктов пока не создано.

Природные и антропогенные механизмы образования ¹⁴C

Углерод является структурной основой живых организмов, экосистем и участвует в круговороте этого элемента в биосфере. В природе присутствуют в основном два стабильных изотопа: ¹²C (98,92%) и ¹³C (1,08%). Из четырех радиоактивных изотопов

(10С, 11С, 14С и 15С) только долгоживущий 14С ($T_{1/2}=5.730$ лет) представляет экологическую опасность, включаясь в круговорот углерода биосферы. Остальные, имея периоды полураспада от 2,45 сек. (15С) до 20.33 мин. (11С), экологически не значимы.

Содержание 14С в природе составляет $10^{-10}\%$. Это чистый низкоэнергетический бета-излучатель с максимальной энергией частиц 156 кэВ. 14С образуется в естественных и в искусственных условиях в результате нескольких ядерных реакций с участием тепловых нейтронов.

Природные механизмы образования 14С

14С постоянно образуется в нижних слоях стратосферы в результате воздействия вторичных нейтронов космического излучения на ядра атмосферного азота. Образование 14С происходит по реакции захвата нейтроном ядром азота, с последующим испусканием протона: $14N(n, p)14C$.

Существуют и другие реакции, создающие в атмосфере космогенный углерод-14, в частности при столкновении нейтронов с ядрами менее распространенного стабильного изотопа 13С, при котором происходит испускание гамма-кванта: $13C(n, \gamma)14C$, а также когда происходит захват нейтрона ядром атома кислорода и испускание альфа-частицы $17O(n, \alpha)14C$. Однако скорость образования по двум последним реакциям многократно ниже из-за меньшей распространенности исходных нуклидов и меньших сечений реакции взаимодействия нейтронов с атомами.

Планетарная экосистема с определенным соотношением между стабильными и радиоактивными изотопами углерода сформировалась в результате эволюционного процесса в течение миллионов лет. Поэтому революционное изменение (повышение) концентрации антропогенного 14С в природной среде в течение всего нескольких десятилетий — ядерные взрывы и выбросы-сбросы предприятий ядерной энергетики представляют большую экологическую и гигиеническую проблемы.

Скорость образования 14С составляет по разным данным от 1 до 1.5 ПБк/год, по массе от 8 до 12 кг/год. Среднее содержание природного радионуклида в атмосфере и биосфере остается постоянным: 227 ± 1 Бк/кг углерода.

Общее количество космогенного 14С в биосфере оценивается 8,5 ЭБк. При этом в стратосфере находится 0,3%, тропосфере — 1,6%, на поверхности Земли — 4%, в верхних перемешивающихся слоях океана — 2,2%, в глубинных слоях океана — 92%, в донных океанических отложениях — 0,4%.

Антропогенные механизмы образования 14С

Образование 14С при взрывах

Антропогенный 14С образуется, в основном, подобно природному, то есть нейтроны (возникающие в большом количестве при взрывах ядерных бомб) поглощаются ядрами 14N в атмосфере. Количество нуклидов зависит от типа бомбы (атомная или термоядерная), ее конструкции (используемые материалы) и мощности (плотность потока нейтронов). Величина выхода 14С при взрывах по реакции синтеза (водородной бомбы) принята равной 0,65 ПБк/Мт, по реакции деления (атомной бомбы) — почти в пять раз меньше (0,12 ПБк/Мт).

16 июля 1945 г. Соединенными Штатами было проведено первое ядерное испытание в штате Нью-Мексико, на полигоне Аламогордо. Заряд был приблизительно равен 20 килотоннам в тротиловом эквиваленте. С момента взрыва первой атомной бомбы в 1945 г. до вступления в силу договора о запрете испытаний ядерного оружия в трех сре-

дах в 1980 г. было проведено 423 испытания ядерного оружия в атмосфере, образовалось 249,2 ПБк 14С. Всего в мире в трех средах (в атмосфере, под водой и под землей) было проведено более 2000 ядерных испытаний.

Максимальная концентрация 14С была зафиксирована в атмосфере в 1963–1964 гг. Она превышала фоновый уровень в 2 раза. К 1978 г. концентрация «бомбового» 14С превышала фоновый уровень в среднем на 30%. Максимум превышения отмечен в районе 30° северной и южной широт и минимум в тропиках.

Значительный выброс 14С произошел во время аварии на Чернобыльской АЭС, когда в результате взрыва, по оценкам экспертов, на крыши соседних зданий могло быть выброшено до 300 т реакторного графита, а затем в течение 10 дней продолжалось горение оставшихся 1.500 т реакторного графита. В результате горения в биосферу поступил 14С в виде $14CO_2$ и $14CO$.

Образование 14С при эксплуатации ядерных реакторов

Этот нуклид образуется в активной зоне атомных реакторов любого типа, где существуют мощные потоки нейтронов, которые взаимодействуют с материалами конструкций реактора, с веществом теплоносителя, замедлителя, системы охлаждения замедлителя, топлива и имеющимися в них примесями.

В действующих АЭС на территории бывшего СССР (России, Украине, Литве) используются, в основном, корпусные водо-водяные двухконтурные реакторы (ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200), уран-графитовые одноконтурные реакторы (АМБ-100, АМБ-200, ЭГП-6, РБМК-1000 и РБМК-1500) и реакторы на быстрых нейтронах (БН-350 и БН-600, БН-800). Первая и вторая группа реакторов аналогичны соответствующим типам зарубежных реакторов (PWR и LWGR) по скорости генерации 14С и его выводу в окружающую среду.

Три реактора РБМК-1000 на Украине и два РБМК-1500 в Литве остановлены и освобождены от ядерного топлива. На них выполняются работы по подготовке к демонтажу. В России продолжают эксплуатироваться 11 реакторов РБМК-1000 и 4 реактора ЭГП-6. Из них один реактор РБМК-1000 и один реактор ЭГП-6 эксплуатируются без генерации энергии. Они окончательно остановлены, ожидают выгрузки ядерного топлива и вывода из эксплуатации.

Отличительная особенность реакторов РБМК — наличие в активной зоне большого количества графитового замедлителя, охлаждаемого потоком азотно-гелиевой смеси. Наличие азота приводит к значительной скорости генерации 14С — 2–3 ТБк/(ГВт/год) по реакции $14N(n, p)14C$, что примерно на порядок больше, чем в реакторах ВВЭР.

В самой графитовой кладке реактора РБМК тоже генерируется радиоуглерод в результате реакции $13C(n, \gamma)14C$, но скорость образования по этой реакции на 5 порядков ниже из-за малой концентрации 13С и меньшего сечения этой реакции. Образование радиоуглерода происходит и в результате реакций $15N(n, \alpha)14C$, $17O(n, \alpha)14C$, а также $16O(p, \beta)14C$. Но эти скорости также незначительны из-за низких концентраций изотопов и небольшого сечения взаимодействия этих реакций с нейтронами.

Образование 14С в УГР в значительной степени зависит от рабочего тела, охлаждающего графитовую кладку. Так, удельная активность 14С в ПУГРах СХК, продуваемых азотом, в 8–10 раз выше, чем в реакторах АGR, продуваемых углекислым газом. Кроме описанных реакций образования радиоуглерода, происходит активация различных примесей в графитовой кладке, элементах конструкции реактора и ядерном топливе. Еще один механизм загрязнения графитовой кладки — прямой контакт с другими частями активной зоны реактора.

Радиоуглерод 14С образуется и в ядерном топливе. Скорость его образования зависит, главным образом, от концентрации примесей азота в ядерном топливе. При обычном его содержании (0,001–0,002%) скорость образования 14С составляет 0,4–2,5 ТБк/(ГВт/год), в воде теплоносителя-замедлителя 14С на-

ходится в пределах 0,2–0,5 ТБк/(ГВт/год). Наиболее высокие нормализованные выбросы 14С — от 10 до 17 ТБк/(ГВт/год) отмечаются у реакторов на тяжелой воде (PHWR, CANDU).

Обобщая вышеизложенное, можно сказать, что радиоактивность облученного графита в УГР обусловлена следующими процессами:

- активацией примесей в графите (доминирующие нуклиды 3Н, 14С, 60Со, 36Сl);
- загрязнением поверхностей графитовых изделий продуктами активации, например 14С из продувочного азота и контактами с другими загрязненными 60Со, 55Fe и 3Н деталями реактора;
- загрязнением поверхностей графитовых изделий ядерными материалами и продуктами деления топлива в результате инцидентов с просыпаниями топлива и др.

Образование 14С при переработке ОЯТ ядерных реакторов

Радиоуглерод 14С является одним из компонентов в выбросах предприятий по регенерации ядерного топлива. По существующей оценке, в отработавших ТВЭЛх содержится до 66% 14С, образовавшегося в результате нейтронной активации примесей топлива и теплоносителя. При переработке ТВЭЛов максимальное выделение 14С происходит в первые 12 часов после их растворения. При переработке ТВЭЛов массой 1.500 т/год выбросы 14С составляют 18,5 ТБк/год. Завод по переработке ТВЭЛов легководных реакторов вырабатывает 14С в объеме 0,46 ГБк/(МВт/год), а ТВЭЛов высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением — 2,5 ГБк/(МВт/год).

Предполагалось, что к 2000 г. концентрация 14С удвоится, причем соотношение радиоактивного углерода к стабильному $14C/12C$ уменьшится за счет более высоких скоростей образования стабильного изотопа при сжигании ископаемых углеводородов. Таким образом, ежегодный мировой рост сжигания ископаемых углеводородов нивелирует негативные последствия от выброса радиоуглерода 14С атомной промышленностью и его включение в биологические системы и генетические молекулы. Вместе с тем рост выбросов 14С и 12С в атмосферу в виде CO_2 способствует повышению средней температуры на планете и подрыву механизмов воспроизводства привычной среды обитания.

Влияние радиоуглерода 14С на живые организмы

Несмотря на чрезвычайно низкое содержание радиоуглерода 14С в биосфере (доля радиоактивного углерода при естественном уровне радиации соответствует примерно одному атому на триллион (10^{12}) атомов всего углерода), увеличение его концентрации может иметь существенные негативные последствия.

Участвуя в обменных процессах вместе со стабильным углеродом, 14С проникает во все органы, ткани и молекулярные структуры живых организмов. Воздействие радиоуглерода на ДНК и РНК биологических объектов связано с действием бета-частиц и ядерной отдачи азота, возникающих в результате распада по схеме $14C \rightarrow 14N$. Явление радиоактивной отдачи связано с тем, что, выбрасывая альфа-частицу, сам атом отскакивает в обратном направлении, сталкиваясь с встречающимися на пути молекулами и выбивая из них электроны.

Кроме того, повреждающее действие связано с изменением химического состава молекул за счет превращения атома углерода в атом азота. Подобные превращения в генетических структурах клетки принято называть трансмутациями, а вызванные ими генетические эффекты — трансмутационными. В организме человека ежегодно происходит около 4 млрд трансмутационных эффектов, связанных с 14С (сотни ежесекундно). При этом счита-

ся, что подобные повреждения ДНК с трудом или вовсе не восстанавливаются системой клеточной репарации и являются необратимыми.

Повреждения ДНК, вызванные ядерными превращениями $14C \rightarrow 14N$, могут инициировать потерю генетической информации со скоростью ядерного распада радиоуглерода, являясь ничем иным, как ядерно-биологическими часами, отмеряющими продолжительность жизни.

Факт высокой генетической значимости трансмутационного превращения 14С, включенного в молекулы ДНК, теоретически обоснован и экспериментально доказан. Эффект проявляется и в области малых доз, близких к уровню доз от естественного радиационного фона.

Вариации концентрации радиоактивного углерода в атмосфере в последние столетия показали, что доминирует всплеск в период 1945–1963 гг., вызванный испытаниями ядерного оружия. После принятия моратория на взрывы ядерных устройств в атмосфере пошел спад концентрации, продолжающийся до настоящего времени.

Реакция мужской и женской смертности показала, что последствия всплеска концентрации 14С достигают своего максимума для мужского населения через 6–7 лет, а женского — через 25 лет. Очевиден идентичный профиль параболических кривых, что дополнительно указывает на общую причину повышенной смертности мужчин и женщин в соответствующий исторический период, несмотря на различие в координатах максимума.

Надежная изоляция реакторного графита от биосферы при выводе из эксплуатации УГР является важным критерием безопасности и успешности вывода из эксплуатации всех реакторов этого типа, в том числе РБМК.

Миграция 14С в природной среде

В результате атмосферных процессов радиоуглерод переносится с мест выбросов на большие расстояния. Окисляясь до $14CO_2$, вступает в естественный круговорот углерода.

В процессе фотосинтеза 14С накапливается в растениях. Животные организмы и человек получают его по пищевым цепочкам, преимущественно перорально. Вклад ингаляционного пути не превышает 1%. Только 10% 14С из атмосферы поглощается наземными растениями, остальные 90% фиксируются морскими организмами, в основном, планктоном.

Временная константа обмена 14С поверхностных слоев океана составляет 5–25 лет, а глубоких слоев — в диапазоне 100–1000 лет. Полный обмен как 14С, так и стабильного 12С происходит за 300–500 лет. Коэффициент перехода в цепи атмосфера-наземные растения равен 1. Равновесие устанавливается через 2–3 месяца. В растения 14С может поступать также из почвы.

Содержание 14С в организмах животных коррелирует с его содержанием в растениях в предыдущем году. В 1963–1964 гг. после многочисленных испытаний в атмосфере ядерного и термоядерного оружия содержание 14С в растительных продуктах, молоке и мясе повысилось примерно в 2 раза по сравнению с фоновыми значениями. Могут создаваться и локальные очаги загрязнения 14С. Так, растения, находящиеся в 1–2 км от трубы АЭС, содержат на 50–90% больше 14С, чем произрастающие на расстоянии 20–30 км от нее.

Весь земной углерод сосредоточен в двух бассейнах — «осадочном» и «обменном». Углерод «осадочного» бассейна — более 99,83% всего земного углерода (органический и неорганический углерод осадочных пород, уголь, нефть и другие ископаемые) практически не участвует в естественных обменных процессах, он вступает в круговорот только после сжигания органического топлива.

Углерод «обменного» бассейна, в котором находится около 0,17% всего земного количества углерода (более 90% его — в глубинных водах Мирового океана), участвует в круговороте отдельными резервуарами: атмосферой, биосферой, гидросферой и др.

Скорость обмена углерода между резервуарами «обменного» бассейна различна:



- несколько лет – среднее время пребывания молекулы CO₂ в атмосфере до ее перехода в воду океана;
- несколько сотен лет – среднее время пребывания молекулы CO₂ из глубин океана до ее перехода в атмосферу;
- несколько сотен миллионов лет – среднее время пребывания молекулы углерода в осадочных породах до перехода в атмосферу.

Таким образом, осадочные породы являются как бы «могильником» радиоуглерода (естественного и искусственного), в котором он практически распадается и выходит из природного круговорота.

Стратегии обращения с уран-графитовыми реакторами после их окончательной остановки

Проектирование выводимых в настоящее время УГР проходило в СССР в 1960-е гг. без концептуальных проработок планов их будущего вывода из эксплуатации, демонтажа и долговременного решения проблем обращения с РАО, в том числе облученного реакторного графита.

Долговременная стратегия по безопасному обращению с РАО и ОЯТ сложнее, чем это казалось ранее. И эта проблема имеет не только технологическое, но и социально-экологическое, экономическое и нравственное измерение. Универсальное решение пока не найдено, поэтому «отложенный вариант» является самой распространенной стратегией.

Существуют три варианта концепций прекращения эксплуатации энергоблоков АЭС: «консервация», «захоронение» и «ликвидация», которые соответствуют трем стадиям по классификации МАГАТЭ: «сохранение под наблюдением», «ограниченное использование площадки», «неограниченное использование площадки». В США эти три способа именуются как «безопасное хранение», «захоронение на месте» и «удаление». Рассмотрим варианты стратегий обращения, которые предлагаются на текущий момент.

Вывод из эксплуатации УГР по концепции «захоронение на месте»

Специфика такого решения вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов вызвана тем, что реактор эксплуатировался под землей на глубине 20 м. Кроме того, графитовая кладка реактора загрязнена трансураниевыми радионуклидами, попавшими туда в результате аварий, связанных с разрушением оболочек ТВЭЛов и технологических каналов. Было принято решение о том, что этот объект

может быть отнесен к категории «особых РАО» и выводиться в соответствии с «Концепцией вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте», утвержденной 28.12.09.

Это стало первым опытом вывода из эксплуатации по сценарию «захоронение на месте» реактора ПУГР ЭИ-2, проработавшего 32 года в ЗАТО Северск Томской области. Данный двухцелевой реактор использовался для наработки плутония и для централизованного отопления города с населением 100 тыс. человек. Проект был реализован в 2011–2015 гг. После удаления ОЯТ и приведения реактора в ядерно-безопасное состояние были проведены следующие мероприятия:

- демонтировано все неактивное оборудование;
- нижняя часть реактора забетонирована гидроизоляционным бетоном, что обеспечило дополнительное укрепление основных несущих конструкций;
- боковые металлоконструкции заполнены бетоном;
- с помощью специально разработанного изоляционного материала на основе композиции глин и минералов месторождений сибирского региона была изолирована графитовая кладка, расположенная на 20 м ниже уровня земли;
- изоляционным материалом заполнены все проемы в бетонной шахте реактора и полости реакторного пространства;
- верхняя часть реактора закрыта с помощью железобетонного перекрытия, обеспечивающего защиту от пожара, воздействия взрывной волны и герметизирована изоляционным материалом;
- дезактивированы все помещения и демонтировано здание над реактором;
- РАО от демонтажа и дезактивации строительных конструкций подготовлены к захоронению.

Толщина барьера над кладкой – 5 м, под ней – 6 м, по периметру – 12 м.

Всего в пределах шахты реактора использовано 4,5 тыс. м³ глиняных смесей, за пределами шахты реактора – 36,6 тыс. м³;

На поверхности земли создан барьер из природных материалов (глина, песок, щебень). Объем материала для сооружения барьера на поверхности – 86 тыс. м³;

Сооруженный объект имеет статус пункта консервации особых радиоактивных отходов (ПКОРАО). Предусмотрен длительный мониторинг, впоследствии – перевод в ПЗРО.

Преимущества способа «захоронения на месте»:

- отсутствие необходимости изъятия высокоактивных РАО для последующей упаковки, транспортировки и захоронения;
- относительная дешевизна из-за отсутствия необходимости разукрупнения фрагментов реактора и последующего раздельного захоронения РАО в зависимости от класса опасности;
- относительно низкие дозовые нагрузки

на персонал в сравнении с вариантами разукрупнения и транспортировки фрагментов реактора.

Недостатки способа «захоронения на месте»:

- сложности изъятия и перезахоронения объекта в случае нарушения барьеров безопасности;
- близость грунтовых вод, опасность выщелачивания и опасность поступления 14С в водные горизонты питьевого водоснабжения.

Вывод из эксплуатации УГР по концепции «зеленый курган»

Концепция «зеленый курган» по выводу из эксплуатации АЭС разработана и запатентована АО «НИКИМТ». Рассмотрим возможность ее реализации для вывода из эксплуатации двух уран-графитовых реакторов Игналинской АЭС с реакторами РБМК-1500 мощностью по 1.500 МВт каждый.

Осложняющим обстоятельством при выводе из эксплуатации энергоблоков с реакторами РБМК является большая масса облученного графита в каждом реакторе (1.800 т), содержащего помимо биологически значимого 14С значительные загрязнения трансураниевыми элементами.

Учитывая высокую удельную активность 0,3–1,0 ГБк/кг графитовой кладки, в том числе ~130 МБк/кг по изотопу 14С, заслуживает внимания рассмотрение концепции «зеленый курган», которая не требует работ по демонтажу верхней биологической защиты (стального барабана высотой 3,0 м, заполненного уральским щебнем). Не потребуются доступ к графитовой кладке, ее разборка, сортировка графитовых блоков по уровню активности, их загрузка в контейнеры и транспортировка для кондиционирования и захоронения.

Можно ожидать, что стоимость реализации концепции «зеленый курган» для Игналинской АЭС будет существенно менее затратной, чем альтернативный вариант глубинного захоронения, который необходимо реализовать в геологически приемлемом месте. Вариант «зеленого кургана» в виде подземного захоронения на месте реализован на Сибирском химическом комбинате в ЗАТО Северск Томской области для двухцелевого ПУГР. Вариант «захоронение на месте» предусмотрен также для реакторов АДЭ, АДЭ-2 и АДЭ-3, размещенных в подземном пространстве на глубине 250 м на «Горно-химическом комбинате» в ЗАТО Железногорск Красноярского края.

В отличие от РБМК России и Украины графитовые кладки реакторов РБМК-1500 Игналинской АЭС расположены на 6,0 м выше рельефа местности на отметке +8,4 м на многокилометровой плите из кембрийской глины. Такое размещение реактора позволяет рассмотреть концепцию захоронения реакторов Игналинской АЭС на месте, по запатентованной НИКИМТом технологии «зеленый курган». При этом вероятность выщелачивания радио-

нуклидов в «зеленом кургане» грунтовыми водами на высоте третьего этажа жилого дома в ближайшие столетия маловероятна.

Использование специально разработанного консерванта «F» [М.А. Туктарови др., 2016 <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585>] для защиты графита и металлоконструкций от контакта с кислородом, является важным аргументом в пользу принятия концепции «зеленого кургана».

Дополнительным фактором в пользу этого варианта захоронения является наличие в изобилии подходящих глин и кварцевого песка в районе расположения Игналинской АЭС.

Заливка консервантом «F» полостей реактора и его металлоконструкций, обеспечит защиту металла от коррозии и изоляцию радионуклидов на период до 300 лет, когда распадутся короткоживущие радионуклиды. В течение этого времени можно рассчитывать на прогресс науки и появление более безопасных технологий утилизации и возможности использования ОРГ в народном хозяйстве. В ближайшие 70–100 лет облученный графит может быть без особых сложностей извлечен из кургана и использован.

По существующим оценкам хранение ОРГ на месте в 2–3 раза дешевле, чем «грязная и пыльная» дистанционная его разборка, облучение персонала, повышение риска загрязнения природы биологически значимым 14С, а также 36Сl, 3Н и другими радиоактивными изотопами. В рамках подготовки энергоблоков РБМК-1500 к захоронению на месте требуется предварительно уменьшить его высоту от отметки +50,0 до +25,2 м (пол реакторного зала). Для этого необходимо предварительно демонтировать шатер-крышу, стальные стеновые колонны с навесными железобетонными панелями. Часть этих железобетонных панелей можно уложить на поверхности пола реакторного зала для защиты от падения летательных аппаратов и других несанкционированных действий сверху.

Преимущества концепции «зеленый курган»:

- не требуется выполнять работы по демонтажу, разукрупнению, дезактивации, транспортировке в хранилища оборудования и металлоконструкции реактора;
- нет необходимости демонтажа технологических и других каналов реакторов, а также разборки, кондиционирования, упаковки и транспортировки для захоронения в глубинном геологическом хранилище 3.600 т графитовой кладки двух реакторов;
- не требуется строительство дорогостоящего глубинного геологического могильника для долгоживущих РАО; все высокоактивные и долгоживущие РАО в защитных контейнерах размещаются в освобожденных от ОЯТ приреакторных бассейнах выдержки и других помещениях блоков;
- исключается выполнение работ с взрывоопасной графитовой пылью и загрязнение биосферы опасными радионуклидами 14С, 36Сl, 3Н, содержащимися в графите, значительно снижаются дозовые нагрузки на персонал;
- не потребуются финансирования переносных вышек работ;
- в окрестностях Игналинской АЭС имеются большие залежи кварцевого песка для бесполосного заполнения внутренних помещений блоков с упаковками РАО, а также кембрийских глин для заливки конструкций энергоблоков снаружи и последующей засыпкой грунта с укрепляющей растительностью;
- два зеленых кургана высотой 80,0 м и диаметром в основании 200,0 м на месте двух энергоблоков РБМК-1500 Игналинской АЭС могут стать экологически, экономически и социально-приемлемым решением проблемы вывода из эксплуатации ИАЭС.

Недостатки концепции «зеленый курган»:

- передача ядерного наследия потомкам;
- необходимость физической защиты

«зеленых курганов» от несанкционированного доступа, обеспечение комплексного экологического мониторинга в районе их размещения.

Варианты вывода из эксплуатации УГР с демонтажом графитовой кладки

В случае принятия решений вывода из эксплуатации УГР без «захоронения на месте» или «зеленого кургана», ключевой задачей становится демонтаж и обеспечение эффективных технологий обращения с облученным радиоактивным графитом.

При демонтаже УГР происходит целенаправленное разрушение проектных защитных барьеров безопасности. В результате возрастают риски выноса за пределы энергоблока радиоактивных веществ в твердом, жидком и газообразном состояниях, а также в виде аэрозолей. При демонтаже необходимо учитывать свойства облученного реакторного графита, которые возникли при длительной эксплуатации реактора.

При ресурсных флюенсах $\sim 2 \times 10^{22}$ н/см² теплопроводность графита остается на низком уровне, а механическая прочность снижается. Графит химически взаимодействует только с чрезвычайно сильными реагентами, например, с концентрированной азотной кислотой.

Облученный графит удовлетворяет большинству общих требований, предъявляемых к твердым РАО, пригодным для захоронения. Однако, оценка приобретенной активности графитового замедлителя и других графитовых деталей, применяемых в ядерных реакторах, показывает, что облученный графит не может быть принят на захоронение без предварительной обработки. Такая обработка перед захоронением должна обеспечивать его изоляцию от экосферы на весь период сохранения им потенциальной опасности — на десятки тысяч лет.

Этапы подготовки к демонтажу ОРГ реакторов РБМК-1000

Доступ к графитовой кладке реактора закрыт верхними защитными металлоконструкциями. Для РБМК-1000 это схемы: «Г» (стальные балки и плиты), схема «Е» (стальной барабан высотой 3,0 м, диаметром 12,0 м, засыпанный щебнем), стальные тракты наращивания, пароводяные коммуникации и стальная оболочка реакторного пространства (схема КЖ).

До начала работ по демонтажу графитовой кладки необходимо демонтировать 2488 каналов реактора. Для производства этих работ с учетом требований «Правил радиационной и общепромышленной безопасности», потребуются разработка проекта организации работ с определением последовательности выполнения демонтажных операций, разработка проекта создания ограниченного доступа к графитовой кладке. Учитывая высокий радиационный фон и обретенную поверхность рыхлость графитовых блоков, приводящую к образованию пыли, разборка кладки должна выполняться дистанционно, с использованием роботизированных комплексов.

Необходимость тщательного планирования процесса демонтажа требует одновременного учёта множества факторов, характеризующих как состояние выводимого из эксплуатации энергоблока, так и применяемое оборудование, и планируемые операции. При этом велик риск принятия решений, не обеспечивающих требуемый уровень безопасности. МАГАТЭ рекомендует использовать макеты, модели реактора и блока в целом для подготовки персонала к выполнению процедур демонтажа. Современный уровень развития информационных технологий позволяет обеспечивать практически достоверное моделирование на трёхмерных моделях физических процессов в режиме реального времени. Имеющийся опыт подготовки к демонтажу графитовой кладки УГР показывает целесообразность и эффективность разработки интерактивных

имитационных трёхмерных моделей (ИИТМ) для отработки процедур демонтажа графитовой кладки, а также для подготовки персонала, который будет выполнять эти работы.

По итогам проведённых исследований АО «ОДЦ УГР» (ЗАТО Северск, Томской области) запатентован «Способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора», который обеспечит выполнение работ вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов по варианту «Ликвидация».

Специалистами ОДЦ УГР предложено выполнение работ по полному демонтажу графитовой кладки через проем в верхних металлоконструкциях с сохранением несущей и защитной способностей верхних металлоконструкций. Такой подход позволит снизить выбросы аэрозолей и избежать увеличения дозы гамма-излучения в центральном зале реактора. Демонтаж конструктивных элементов реактора, в том числе графитовой кладки, планируется выполнять с помощью дистанционно управляемого манипулятора. Извлечение графитовых блоков кладки осуществляется без принудительной фрагментации, что предотвращает увеличение объема радиоактивных отходов и образование радиоактивной графитовой пыли.

На время выполнения работ сохраняются в рабочем состоянии все системы, обеспечивающие безопасность. Проемы над реактором закрываются специально разработанными защитными крышками, которые защищают персонал от излучения реактора и при этом обеспечивают необходимый доступ к внутренним конструкциям.

Дезактивация графитовой кладки — один из этапов предварительной обработки перед долговременной изоляцией. Целью дезактивации ОРГ является удаление из его объема радионуклидов для перевод графитовых РАО из одного класса удаляемых твердых радиоактивных отходов в другой. Это может обеспечить снижение затрат на его захоронение при переходе от глубинного к приповерхностному захоронению.

В России и других странах ведутся многочисленные научно-исследовательские работы по исследованию возможностей дезактивации облученного графита, его очистки от долгоживущих нуклидов, и от нуклидов, имеющих высокую γ -активность. Дезактивация осуществляется за счет термического воздействия на графит различных жидких и газовых сред, таких как кислоты, щелочи, расплавы солей, пар, гелий, азот и др. Кроме того используется плазменная обработка поверхности облученных графитовых блоков.

Предварительные результаты дезактивации облученного графита аргоном и паром показали, что в случае воздействия аргоном выход радионуклидов из объема графита составляет около 20%, а при воздействии паром выход долгоживущих радионуклидов доходит до 65%. Но такая дезактивация сопровождается потерей массы самого графита.

Проводилась опытная обработка дезактивации колец технологических каналов Курской АЭС воздухом и в расплаве солей. Результаты экспериментов показали, что при дезактивации графита воздухом при температуре $\sim 700^\circ\text{C}$ возможно удаление 90–95% радиоактивного углерода ¹⁴C с потерей массы графита в диапазоне ~ 25 –35%.

Кроме жидкостной и газовой дезактивации облученного реакторного графита исследовалась плазменная обработка для дезактивации поверхности радиационно-загрязненных графитовых блоков. Плазменный разряд зажегся между обрабатываемой поверхностью графитового блока, служащего катодом, и коллектором — анодом. Происходило распыление поверхности графитового блока, и радиоактивный ¹⁴C осаждался на электроде-коллекторе.

При осуществлении дезактивации облученного реакторного графита удаление хотя бы одного долгоживущего изотопа можно считать положительным результатом технологии. При этом необходимо оценивать количество, состав и класс образующихся вторичных РАО. Поэтому требуются системные экспериментальные исследования по оптимизации процессов дезактивации реакторного графита

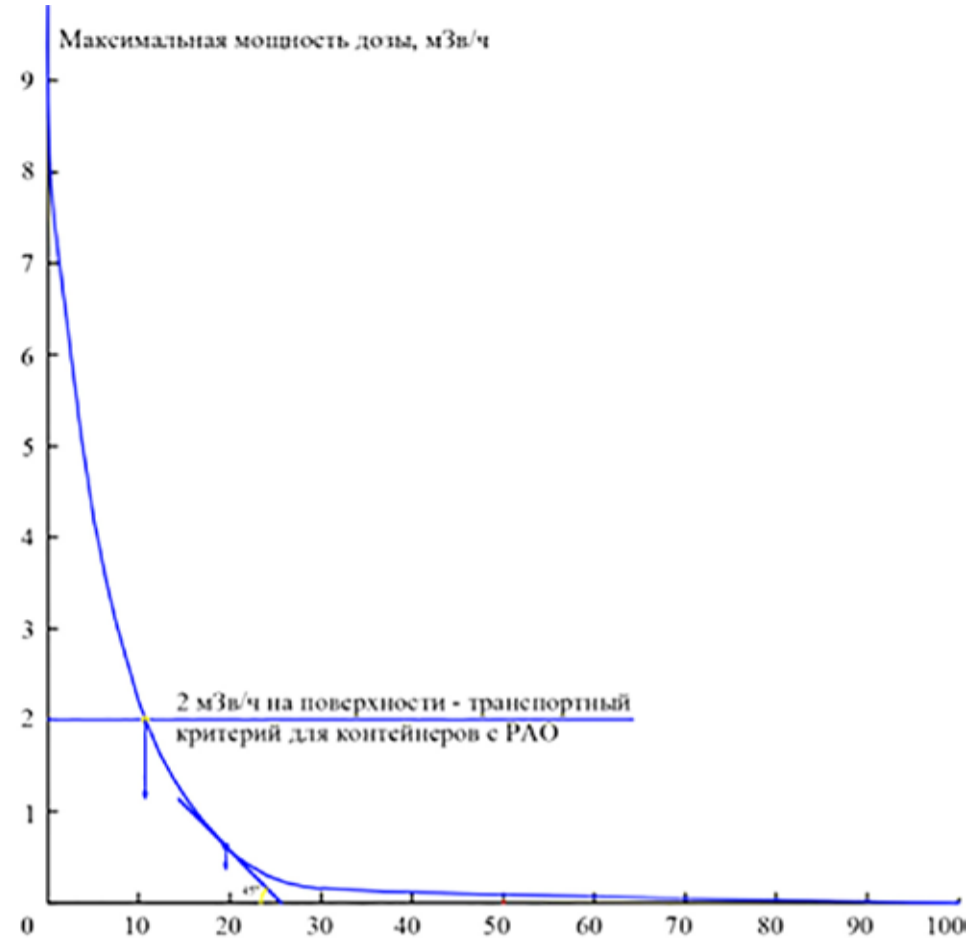


Рис. 2. Мощность эквивалентной дозы излучения от графитового блока после 10 лет выдержки достигает допустимого значения для транспортировки

та с учетом необходимости защиты природных экосистем.

Изучались различные варианты обращения с графитовыми РАО для обеспечения их долговременной изоляции от природных экосистем. Наиболее широкие исследования проводились в Великобритании, России и Франции, однако окончательное решение по их кондиционированию и захоронению не принято. На практике наиболее распространенным вариантом, применяемым в настоящее время, является удаление графита и его долгосрочное хранение (отложенное решение).

Рассмотрим три возможных основных варианта окончательной утилизации отработанного графита:

- прямое захоронение после соответствующей упаковки;
- утилизация после сжигания с последующим кондиционированием золы;
- утилизация после химической обработки (жидкая и/или газообразная экстракция) и кондиционирование (пропитка, капсулирование и т.д.) и надлежащая упаковка.

Прямое захоронение графитовых отходов

Выбор стратегии захоронения на месте, захоронение в приповерхностном или глубинном пункте захоронения РАО (ПЗРО) — определяется рядом технико-экономических факторов, в том числе, расположением ядерной установки.

Для непосредственного захоронения в ПЗРО рассматривались как приповерхностные хранилища, так и глубинные геологические формации. В соответствии классификацией РАО, большая часть облученного графита (графит кладок УГР) относится ко 2 классу РАО, который подлежит захоронению в глубоких геологических формациях без предварительной выдержки в целях снижения их тепловыделения.

Аварийный графит, содержащий просыпи ОЯТ, неоднороден по своему загрязнению. При сортировке и его выделению в процессе демонтажа графитовой кладки УГР аварийный графит будет относиться к классу 1 и также подлежит захоронению в глубинных ПЗРО.

Сменные графитовые изделия подвергались облучению в течение значительно меньшего времени (5–15 лет) по сравнению с блоками кладки (~ 45 лет), поэтому их удельная активность ниже и находится в прямой зависимости от времени облучения.

Применительно к графиту энергетических УГР оцениваемая масса удаляемого графита класса 1 (аварийный графит) составит 1.500 т, класса 2–22.000 т (кладка), класса 3 (штулки, кольца и др.) — 7.500 т.

В графитовых кладках в местах локализации частиц облученного топлива в период выдержки до трех лет спектр γ -излучения облученного графита определяется короткоживущими осколками деления ¹³⁴Cs, ¹⁴⁴Ce, ¹⁰⁶Ru, ¹⁵⁵Eu и др., в последующий период от 3 до 50 лет — радионуклидами ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs и ¹⁵⁵Eu. В этот период высокий уровень гамма-фона реакторов обусловлен, главным образом, высокоэнергетическими γ -квантами, сопровождающими β -распад ⁶⁰Co ($T_{1/2} = 5,27$ года).

Согласно расчетным данным НИЦ «Курчатовский институт», мощность дозы от графитового блока после 10 лет выдержки достигнет транспортного критерия (рис. 2), то есть ограничения по мощности дозы при перевозке упаковок с графитовыми РАО. Это позволит обращаться с графитом более безопасно и менее затратно.

Локальные концепции вывода из эксплуатации энергоблоков с реакторами РБМК-1000 предусматривают варианты демонтажа (немедленного или отложенного) реакторных установок с упаковкой графитовых отходов в контейнеры и их вывозом на захоронение. Для приповерхностного и глубинного захоронения были разработаны специальные контейнеры.

Первым этапом вывода из эксплуатации УГР (подготовка к ликвидации блока) является выгрузка ОЯТ, то есть приведение реактора в ядерно-безопасное состояние. Этот этап до начала демонтажа блока (7–8 лет) максимально использует преимущества, полученные в результате радиоактивного распада, снижая дозовые нагрузки при последующей разборке графитовой кладки.

На втором этапе вывода из эксплуатации разборка графитовой кладки реактора должна осуществляться послойно, отдельными блоками. Извлечение графитовых блоков из активной зоны и размещение их в контейнеры будет осуществляться дистанционно с использованием робототехнических средств и специальной технологической оснастки.

Технологическая последовательность кондиционирования реакторного графита включает следующие укрупненные операции:

- перемещение графитовых блоков в измерительную камеру, для радиационных измерений с целью определения удельной активности, дозообразующих радионуклидов, наличия ядерных ма-

- термическая обработка и мощности дозы гамма-излучения;
- сортировка графитовых блоков по активности и по наличию ядерных материалов (для оптимизации размещения графита в контейнере);
- плотная упаковка графитовых блоков в контейнере;
- подготовка и размещение в контейнере графитовых колец, втулок, технологических каналов и др., ранее извлеченных из активной зоны;
- засыпка графитовой пыли в свободные полости контейнера и омоноличивание его содержимого;
- герметизация крышки контейнера;
- дезактивация контейнера (при наличии снимаемых загрязнений);
- контроль параметров и паспортизация контейнера.

Утилизация после сжигания с последующим кондиционированием золы

С целью уменьшения объема графитовых отходов для окончательной утилизации рассматривался вариант их сжигания с последующим захоронением золы. Для обычного процесса сжигания было установлено, что соотношение графита к золе составляет ~160, поэтому общий объем РАО, подлежащего захоронению, будет значительно меньше по сравнению с исходным облученным графитом, хотя зола будет относиться к более высокой категории отходов.

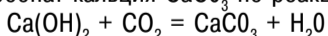
Для горения графита требуется предварительный разогрев всей его массы до температуры не ниже 300 °С, а интенсификация горения наступает при 1.200–1.300 °С.

Перспектива сжигания графитовых отходов для окончательной утилизации вызывает следующие проблемы:

- трудность сжигания реакторного графита в связи с его качеством;
- выделение радиоактивных газов, в частности, ^{14}C , ^{36}Cl и остаточного ^3H ;
- переработка и иммобилизация золы, в которой сконцентрированы радионуклиды;
- необходимость измельчения графита на достаточно мелкие фрагменты перед сжиганием, исключив при этом выход пыли в окружающую среду.

Для исключения выбросов в окружающую среду остаточных радиоактивных газов система сжигания графита должна быть оборудована эффективной системой фильтрации, состоящей из предварительного фильтра, обратного промывного фильтра и воздушного фильтра высокой эффективности для улавливания всех радиоактивных частиц и аэрозолей.

Из продуктов сгорания радиоактивный диоксид углерода $^{14}\text{CO}_2$ может быть уловлен методом щелочной промывки в оросительной колонне с применением водной суспензии гидроксида кальция $\text{Ca}(\text{OH})_2$. При взаимодействии диоксида углерода с гидроксидом кальция образуется нерастворимый устойчивый карбонат кальция CaCO_3 по реакции:



Расчеты показывают, что при улавливании 3,67 т суммарного диоксида углерода, образующегося при сжигании 1 т графита, расходуется 6,17 т безводного гидроксида кальция. В качестве конечного продукта улавливания радиоактивного диоксида углерода образуется 8,34 т безводного радиоактивного карбоната кальция, который является твердыми РАО. При плотности графита 1,6 г/см³ объем 1 т его составит ~0,625 м³, а при плотности карбоната кальция 2,3 г/см³ его объем составит 3,63 м³, что почти в 6 раз превышает исходный объем облученного графита.

При загрязнении ^{36}Cl система сжигания должна быть также оборудована мокрым скруббером для нейтрализации образующейся соляной кислоты и для снижения выделения хлора в отходящих газах. Для удержания дру-

гих газообразных загрязнителей (например, NO_x) необходимо создание дополнительной системы фильтрации, а также решение проблемы удержания трития.

Таким образом, метод сжигания графита как альтернатива его захоронению в качестве ТРО требует серьезного экологического и технико-экономического обоснования.

Утилизация после иммобилизации в инертной матрице

Кроме прямого захоронения облученного графита рассматриваются варианты его иммобилизации в различных инертных матрицах, в качестве которых использовались такие материалы, как: цемент, полимеры, смолы, битум, стекло, керамика. Наиболее детально были изучены цемент и минеральные матрицы.

Цементный раствор готовился из трех частей доменного шлака и одной части портландцемента. Измельченный графит перемешивался с цементным раствором, смесь разливалась в 200-литровые металлические бочки. Для демонстрации приемлемости компаунда для окончательного захоронения оценивались: механическая прочность, сохранность формы, химические свойства, радиационная стойкость, термическая стабильность и стойкость к удару. Использование цементной матрицы согласуется с критериями приемлемости РАО для захоронения.

Специалистами ГНЦ ФЭИ им. А.И. Лейпунского был предложен интересный метод иммобилизации графита, загрязненного ураном и актинидами. После измельчения графит перемешивается в стехиометрических пропорциях с порошками Al и оксидов Y, Se, Ti. Затем в герметичных стальных контейнерах проводится их высокотемпературный синтез, в процессе которого атомы Y могут быть замещены атомами урана и актинидов. Компаунд, в структуре которого заблокированы ^{14}C и все значимые изотопы, представляет собой стабильный инертный композиционный материал плотностью ~4 г/см³, готовый к захоронению. Эта технология считается экологически безопасной.

Утилизация после покрытия и пропитки

Целью покрытия и пропитки является иммобилизация графитовых отходов и защита их от воздействия окисляющих газов или влаги. Эпоксидная смола считается лучшим по сравнению с другими материалами, причем отверждение происходит в течение нескольких дней при температуре окружающей среды, что исключает необходимость термообработки. Испытания на прочность при сжатии показали улучшение коэффициента Пуассона примерно в 1,7 раза по сравнению с чистым графитом. Это важный результат, характеризующий снижение риска повреждения графита при хранении.

Испытания на выщелачивание показали снижение скорости выщелачивания до двух порядков для основных изотопов. Данный метод способен эффективно иммобилизовать подавляющее большинство присутствующих радионуклидов и обеспечить защиту окружающей среды от возможного повреждения контейнеров при хранении.

Заключение и выводы

При выводе из эксплуатации УГР безопасное обращение и долговременная изоляция графита, отработавшего в активной зоне, становится серьезным вызовом.

На сегодняшний день отсутствуют общепризнанные в мировой практике решения по обеспечению безопасной изоляции отработавшего реакторного графита на все время, пока он будет представлять опасность – 10 периодов полураспада ^{14}C , то есть 57.300 лет.

Двукратное повышение концентрации экологически и генетически значимого радионуклида ^{14}C в атмосфере в период массовых

испытаний ядерного и термоядерного оружия к началу 1960-х гг. продемонстрировало реальность его глобальных негативных последствий для природы и людей, воздействуя на генетический аппарат.

Существуют риски дополнительных локальных загрязнений ^{14}C вблизи действующих АЭС, которые способны привести к негативным последствиям в районе их размещения.

Реактор РБМК-1000 первого энергоблока ЛАЭС стал первым из 11 российских энергоблоков этого типа, на котором будут отработываться технологии безопасного вывода из эксплуатации, в том числе обращения с 1.798 т облученного реакторного графита, содержащего ^{14}C .

Оператором ЛАЭС принята стратегия немедленного демонтажа, рекомендованная МАГАТЭ, которая обеспечит возможность использование опыта эксплуатационного персонала станции, экономически более оправдана и соответствует ожиданиям общественности.

Кроме того, принята «дорожная карта» по созданию на ЛАЭС опытно-демонстрационного инженерного центра (ОДИЦ) по выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами канального типа.

Важно, чтобы при наработке такого опыта по выводу из эксплуатации в условиях повышенных рисков негативного воздействия на среду обитания, учитывались следующие особенности места размещения ЛАЭС:

- Балтийское море – среда обитания, находящаяся под защитой в соответствии с «Конвенцией по защите морской среды района Балтийского моря» 1992 г. (Хельсинкской конвенцией);
- Финский залив – водоем высшей рыбохозяйственной категории;
- в радиусе 1 км от выводимой из эксплуатации ЛАЭС работают более 8.000 человек;
- в районе сосновоборского ядерного кластера и в г. Сосновый Бор обнаружено генотоксическое воздействие, в результате которого семена сосен имеют тяжелые цитогенетические повреждения, процент этих статистически значимых результатов в районе ЛАЭС в 3 раза, а в г. Сосновый Бор в 2 раза выше, чем в контрольной точке отбора семян сосен в районе пос. Большая Ижора (30 км от ЛАЭС в сторону Санкт-Петербурга).

Решения, принимаемые при выводе из эксплуатации ЛАЭС, могут затрагивать социальные, экологические, экономические и нравственные интересы различных сторон и будущих поколений. Это необходимо учитывать при работе Опытного-демонстрационного инженерного центра, который создается на базе ЛАЭС.

Принципиально важно, чтобы такой ОДИЦ аккумулировал не только технологический опыт вывода из эксплуатации, обращения с реакторным графитом, но и опыт взаимодействия со всеми заинтересованными сторонами: властями всех уровней, органами местного самоуправления, независимыми экспертами, экологами, а также заинтересованной общественностью.

Перечисленные обстоятельства требуют тщательного планирования, выбора стратегических, технологических, технических решений, которые будут социально и экологически безопасны, экономически приемлемы и будут обеспечивать защиту природы и людей настоящего и будущего поколений.

Авторы доклада считают целесообразным заинтересованным сторонам рассмотреть и принять следующие рекомендации.

Правительству Российской Федерации совместно с госкорпорацией «Росатом»

Учитывая, что в мире не существует технологий перевода облученного реакторного графита в безопасное состояние (изоляция), на период времени, пока он будет представлять опасность для живых систем, считаем целесообразным рекомендовать: рассмотреть возможность пересмотра принципа обязательного захоронения облученного реакторного графита (вид РАО) в сторону долговременного контролируемого хранения этих отходов; это позволит:

- легче осуществлять мониторинг состояния инженерных и природных барьеров безопасности этих РАО;
- при разработке научно обоснованных и безопасных способов утилизации РАО, появится возможность утилизировать РАО, исходя из новых технологий;
- контролируемое хранение более безопасно, исходя из возможности доступа для быстрой ликвидации негативных последствий при незапланированной аварийной или чрезвычайной ситуации природного или антропогенного характера.

Правительству Ленинградской области и Администрации Санкт-Петербурга

Рассмотреть вопрос о создании межрегиональной экологической лаборатории в агломерации Санкт-Петербурга и Ленинградской области для проведения комплексного экологического мониторинга на южном берегу Финского залива в соответствии с рекомендациями Совета при Президенте Российской Федерации по развитию гражданского общества и правам человека.

Законодательному Собранию Ленинградской области

Совместно с экспертным сообществом проанализировать практику принятия решений по размещению и оценке безопасности радиационно-опасных объектов в Ленинградской области. На его основе разработать и принять областной закон «О полномочиях органов государственной власти Ленинградской области в сфере обеспечения радиационной безопасности населения и использования атомной энергии», который бы обеспечил более широкое вовлечение общественности в процесс принятия решений при продвижении проектов, связанных с атомной энергетикой, в том числе с выводом из эксплуатации ОИАЭ. Аналогичную рекомендацию дал Совет при Президенте РФ по развитию гражданского общества и правам человека по итогам 28-го выездного (128-го) заседания в Ленинградской области 15–19.10. 2018 г.

Оператору ЛАЭС – АО «Концерн Росэнергоатом»

1. Отложить разукрупнение и демонтаж графитовой кладки реакторов РБМК-1000 ЛАЭС и других уран-графитовых реакторов до разработки безопасных, экологических и экономически приемлемых промышленных технологий ее утилизации, долговременной изоляции или перевода в нерадиоактивное состояние.

2. Учитывая, что перемещение облученного графита чрезвычайно опасно на всех этапах транспортировки, не осуществлять его без крайней необходимости, на возможные минимальные расстояния от объектов их образования.

3. Рассмотреть возможность использования курганной технологии для временной (на 100–300 лет) изоляции облученного реакторного графита всех типов уран-графитовых реакторов с целью исключения выщелачивания радиоуглерода ^{14}C водой и минимизации негативных последствий обращения с реакторным графитом непосредственно после окончательной остановки энергоблоков. В конечном итоге реакторная установка может быть захоронена в соответствии с требованиями по захоронению РАО в приемлемых радиационно и экологически безопасных условиях.

Органам местного самоуправления г. Сосновый Бор

Создать «Общественный совет по экологии и энергетике при администрации Соснового Бора» по аналогии с аналогичным Советом в г. Висагинас (Литва), который успешно консультирует органы местного самоуправления по социальным, экологическим проблемам, возникающим при выводе из эксплуатации АЭС. В состав такого Совета (7–8 человек) могут входить ветераны АЭС, представители профсоюза АЭС, муниципальные депутаты, представители заинтересованной общественности.

Полную версию доклада см. <http://decommission.ru/2019/12/27/doklad/grafit/>

Стратегия-2018 —

СМЕСЬ ШАРЛАТАНСТВА И КОНЪЮНКТУРНОГО СГОВОРА

Продолжение. Начало в №№ 146, 148, 149, 150 за январь, март, апрель, май, июнь 2019 г., 158 за январь 2020 г.

Попробуем разобраться, насколько оправдана наша ставка на «прорывные реакторы будущего» и почему страны, критически зависящие от атомной энергетики (АЭ), не дышат нам в затылок в гонке за лидерство.

За все время существования мировой АЭ эксплуатировалось около 20 реакторов на быстрых нейтронах (РБН), большинство из которых были исследовательскими. Для сравнения: количество коммерческих энергоблоков АЭС с ЛВР равнялось 623. Суммарное время эксплуатации всех РБН в Мире составило более 400 лет.



Б.И. Нигматулин,
генеральный директор
Института проблем
энергетики

История развития и современное состояние АЭС с РБН и ЗЯТЦ

Предполагается, что развитие АЭС с РБН позволит гораздо более эффективно использовать ресурсы природного урана и сжигать минорные актиниды, которые являются долгоживущими компонентами ОЯТ с высоким уровнем активности. Проекты реакторов «IV поколения» в основном представляют собой РБН, и международное сотрудничество по проектам РБН идет с высоким приоритетом.

В табл. 1 представлены все РБН, которые находятся в эксплуатации в Мире в настоящее время [1].

В настоящее время, как видно из данных таблицы, только в России на Белоярской АЭС эксплуатируются коммерческие АЭС с РБН, охлаждаемые натрием — это 3-й энергоблок с БН-600 и 4-й с БН-800 (электрической мощностью 864 МВт), которые поставляют электроэнергию в энергосистему Урала. В Китае, Индии и Японии имеются только исследовательские реакторы на быстрых нейтронах.

В Мире до настоящего времени АЭС с РБН и ЗЯТЦ не были доведены до коммерческой реализации по следующим причинам:

- во-первых, уже в 1970-х г. проведенные геолого-разведочные работы показали, что в Мире имеются значительные извлекае-

мые запасы природного урана. Тем более что после аварии на ЧАЭС в 1988–2000 г. среднегодовой темп электропроизводства на АЭС в Мире снизился в 5 раз, а после 2000 г. вообще перестал расти. Соответственно снизился среднегодовой темп потребления природного урана, так что существующие извлекаемые запасы природного урана в Мире (на 01.01.2017 г.) не будут ограничивать будущее развитие атомной энергетики до конца XXI века (см. часть 3);

- во-вторых, плутоний, выделяемый после переработки из ОЯТ ЛВР и предназначенный первоначально для РБН, теперь может использоваться и используется в качестве одного из компонентов в МОХ-топливе АЭС ЛВР;
- в-третьих, РБН, охлаждаемые натрием, имеют более сложную конструкцию, для них используются более дорогостоящие материалы по сравнению с водоохлаждаемыми реакторами на тепловых нейтронах (ЛВР). Уже в 1980-х гг. стало ясно, что АЭС с РБН экономически неконкурентоспособны с АЭС с ЛВР, как российскими ВВЭР, так и зарубежными PWR и BWR;
- в-четвертых: в настоящее время даже при заметном улучшении конструкции РБН его конкурентоспособность существенно зависит от соотношения стоимости воспроизведенного плутония и мировых цен на природный уран. АЭС с РБН и ЗЯТЦ бу-

дет востребован только тогда, когда стоимость топливной составляющей АЭС с ЛВР в разы превысит топливную составляющую АЭС с РБН. Однако сегодня доля затрат на природный уран в цене электроэнергии новых (неамортизированных) АЭС с ЛВР составляет всего 3–5%, поэтому даже существенный рост цены природного урана кардинально не скажется на конкурентоспособности АЭС с ЛВР в целом (см. часть 3). При этом разработчики этого направления никогда не обсуждают стоимость топливной составляющей АЭС с РБН и ЗЯТЦ, не приводят ни методик расчета, ни самих данных по стоимости, базирующихся на реальных затратах, например, исходя из опыта эксплуатации реактора БОР-60.

Потенциальная востребованность коммерческих АЭС с РБН с ЗЯТЦ возможна только после 2040–2050 г. Отсюда следуют три вывода:

- выбор какой-либо конкретной технологии РБН с ЗЯТЦ преждевременен, целесообразно продолжать НИОКР по широкому спектру направлений для поиска экономически оптимального решения;
- в ближайшие десятилетия АЭС с РБН могут быть востребованы только для выжигания (утилизации) реакторного плутония и долгоживущих высокоактивных минорных актинидов из ОЯТ АЭС с ЛВР;
- РБН с ЗЯТЦ может оказаться невостребованным вовсе в случае успеха работ по созданию коммерческого термоядерного реактора в указанные сроки.

Далее кратко проанализируем опыт создания и эксплуатации АЭС с РБН, охлаждаемых натрием, в странах, где эта технология была наиболее разработана, а именно в России, Франции, США и Японии.

Российский создания и эксплуатации (советский) опыт АЭС с РБН с охлаждением натрием

Первой в Мире АЭС с РБН была АЭС с БН-350 в г. Шевченко, Казахская ССР. Тепловая мощность реактора составляла 1000 МВт, эквивалентная суммарная электрическая мощность — 350 МВт, которая расходовалась следующим образом: на производство электроэнергии 150 МВт, на производство тепла для отопления 100 МВт, на получение пресной воды 100 МВт.

Топливом служила обогащенная двуокись урана.

Начало работ над проектом — 1960 год; начало строительства — 1964 г. (время строительства около 10 лет). Сначала планировался пуск нового энергоблока в 1966 г. Однако сроки пришлось несколько раз сдвигать из-за сложности и новизны возникавших проблем, многие из которых были вызваны влиянием масштабного фактора.

Удивительно, как можно было переходить сразу от экспериментального быстрого реактора БР-5 тепловой мощностью всего 5 МВт к коммерческому реактору с тепловой мощностью 1000 МВт (в 200 раз! большего масштаба).

Энергопуск АЭС с БН-350 состоялся только в июле 1973 год. Топливом БН-350 был диоксид урана, обогащенный до 17–26%. Опыт сооружения, наладки и эксплуатации этой электростанции позволил понять и решить многие проблемы АЭС

с реакторами типа БН. В то время она являлась единственной атомной опреснительной установкой в Мире, поставляла пресную воду для города Шевченко (ныне г. Актау) в объеме 120 000 м³ в сутки. В 1998 г. правительство Казахстана по экономическим соображениям приняло решение не продолжать эксплуатацию АЭС с БН-350. Реактор был остановлен и в 1999 г. переведен в режим вывода из эксплуатации.

БОР-60 (быстрый опытный реактор) — исследовательский реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, тепловой мощностью 60 МВт, электрической 12 МВт, который иногда называется предшественником БН-350, но на самом деле он начал разрабатываться в 1964 г., на 4 года позже! Начало строительства — 1965 г. в НИИАР г. Димитровград, и уже в 1968 г. был произведен физпуск, а в 1969 — энергопуск. Топливо БОР-60 — МОХ-топливо с обогащением 45–90%. В его проектных решениях и даже программе пуска можно проследить влияние наработок, сделанных для БН-350.

Ввод в эксплуатацию БОР-60 состоялся на 4 года раньше, чем была пущена АЭС с БН-350. Произошло это благодаря меньшим масштабам димитровградского реактора. Конечно, правильнее было бы начать с реактора БОР-60, а уж потом с АЭС с БН-350. Тогда можно было бы избежать многих задержек в реализации этого проекта и, конечно, лишних затрат.

АЭС с БН-600 — 3-й энергоблок Белоярской АЭС — следующий российский энергоблок с РБН с установленной мощностью 600 МВт. Его строительство началось в январе 1969 г. и продолжалось до апреля 1980 г. (более 11 лет), ввод в промышленную эксплуатацию состоялся в конце 1981 г.

Сам БН-600 является реактором бассейнового типа с натриевым теплоносителем и рабочей температурой до 550°C. Топливо — диоксид урана с различным уровнем обогащения: 17, 21 и 26. В последние годы в активную зону БН-600 загружалось несколько экспериментальных ТВС с МОХ-топливом и нитридным топливом.

Активную зону реактора БН-600 достаточно легко можно переформатировать для сжигания оружейного плутония. Для этого вокруг активной зоны устанавливаются стальные сборки-отражатели.

Лицензия на его эксплуатацию была продлена до 2020 г., предполагается дальнейшее продление еще на 5 лет.

АЭС с БН-800 — 4-й энергоблок Белоярской АЭС — последний российский энергоблок с РБН. Начало строительства (продолжение) — с середины 2006 г., завершение — конец 2015 г. (более 9,5 лет). Ввод в промышленную эксплуатацию состоялся в октябре 2016 г. Сам реактор БН-800 установленной мощностью 864 МВт, тепловой — 2100 МВт с натриевым теплоносителем с температурой на выходе 547 °C, проектный срок службы 40 лет, средняя глубина выгорания 66 ГВт сут/т с потенциальным увеличением до 100 ГВт сут/т. Первоначально БН-800 был спроектирован на МОХ-топливе, но из-за задержек с поставками первые загрузки состояли из ТВС с диоксидом урана (около 70%), до 100 ТВС с МОХ-топливом с вибропакетом и 66 ТВС с МОХ-топливом в таблетках (всего 565 ТВС).

Средняя концентрация плутония в МОХ-топливе составляет 22%. У БН-800 отсутствует отражатель, хотя версия, разработанная для Китая, допускала отражатель из 198 ТВС с обедненным ураном.

БН-800 в значительной степени является опытно-промышленным реактором для отработки топлива быстрых реакторов. Планируется отра-

Реактор	Тип теплоносителя, схема охлаждения, функционал	Тепловая / электрическая мощность, МВт	Тип топлива (в будущем)	Страна	Примечание (период разработки)
БОР-60 исследовательский	Натриевый, петля, экспериментальный	55/10	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Россия	1969—2020
БН-600 АЭС	Натриевый, бассейн, опытно-промышленный	1470/600	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Россия	1980
БН-800 АЭС	Натриевый, бассейн, опытно-промышленный	2100/864	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Россия	2016
FBTR исследовательский	Натриевый, бассейн, экспериментальный	40/13	Карбид (металл) (UC—20 PuC)	Индия	1985—2030
PFBR исследовательский	Натриевый, бассейн, демонстрационный	1250/500	Карбид (металл) (UC—20 PuC)	Индия	2020?
SEFR исследовательский	Натриевый, бассейн, экспериментальный	65/20	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Китай	2010
Jojo исследовательский	Натриевый, петля, экспериментальный	140/-	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Япония	1978—2007 возможно, перезапустить в 2021 г.
Monju	Натриевый, петля, прототип	714/280	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Япония	1994—1996, 2010 — настоящее время (в 2016 г. объявлено о закрытии)

Таблица 1. Реакторы на быстрых нейтронах, находящиеся в эксплуатации в Мире в 2019 г.

ботка элементов ЗЯТЦ, использование плутония и выжигание минорных актинидов, полученных из переработанных ОЯТ ВВЭР. Ожидается, что технология будет «развернута в ближайшем будущем». Большая часть текущих НИОКР будет сосредоточена на топливе. В реакторе можно сжигать до 3 т оружейного плутония в год (по данным ОКБМ — главного конструктора реактора — 1,7 т/год), а также отрабатывать технологию выжигания минорных актинидов из ОЯТ ЛВР.

Важной особенностью ЗЯТЦ БН-800 является то, что и плутоний, и минорные актиниды, произведенные в реакторе, будут потребляться в этом же реакторе, т.е. будет наконец организован ЗЯТЦ. В топливном цикле реактора в равновесии используется около 5 т плутония (включая 3 т в активной зоне и 2 т во внешнем топливном цикле) и около 200 кг минорных актинидов. Предполагается, что за 40 лет эксплуатации активная зона реактора будет рециркулироваться 20 раз при условии продолжительности топливной компании 730 эквивалентных суток. Основная цель БН-800 — получить опыт эксплуатации и отработать технологические решения особенно в отношении топлива, которые будут использоваться в проекте энергоблока АЭС БН-1200.

Сооружения энергоблоков с БН-600 и БН-800 сопровождалась многочисленными трудностями, неполадками и, соответственно, повышенными затратами как на стадии строительства, так и во время эксплуатации.

По фактическим данным о стоимости их строительства и эксплуатации, можно сделать следующие выводы:

- капитальные затраты на строительство энергоблоков, так же как и во Франции, были более чем на 50% выше, чем при возведении близких по мощности АЭС с ЛВР. Например, на энергоблоке № 3 Белоярской АЭС с БН-600 стоимость строительства 1 кВт установленной мощностью была в 1,7 раза больше, чем на энергоблоке № 5 Нововоронежской АЭС с реактором ВВЭР-1000, введенного в эксплуатацию также в первой половине 1980 г. Аналогично на энергоблоке № 4 Белоярской АЭС с БН-800 стоимость строительства 1 кВт установленной мощностью была также в 1,7 раза больше, чем стоимость строительства энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 мощностью 1,2 ГВт (подключен к сети в 2016 г., включен в промышленную эксплуатацию в феврале 2017 г.). АЭС с БН по капитальным затратам абсолютно не конкурентоспособны по сравнению с парогазовыми или угольными энергоблоками ТЭС, не говоря уж об их реконструкции и техперевооружении применительно к условиям энергосистемы Урала, где находится Белоярская АЭС. Кстати, в российской электроэнергетике (включая энергосистему Урала) именно такие объекты самые эффективные и по капитальным вложениям, и по затратам на эксплуатацию, но никак не строительство энергоблоков с БН на Белоярской АЭС;
- на АЭС с БН по сравнению АЭС с ВВЭР оказались более высокие затраты на эксплуатацию, техническое обслуживание и ремонт, приходящиеся на 1 кВт·ч произведенной электроэнергии;
- для топливных загрузок БН используется уран в 4–5 раз более высокого обогащения по изотопу ^{235}U (16–20%), чем для ЛВР. Это удорожает стоимость топлива в 2–2,5 раза;
- для развития БН требуется разработка технологии по извлечению ^{235}U и ^{239}Pu из ОЯТ ЛВР и БН;
- в России, в отличие от Франции и США, воспроизводство ядерного топлива как необходимое условие замыкания ЯТЦ, НЕ ПОДТВЕРЖДЕНО ни пятидесятилетним опытом эксплуатации БОР-60 в НИИАР г. Димитровград, ни почти сорокалетним опытом эксплуатации БН-600 на Белоярской АЭС, не было ни создано, ни апробировано никаких новых видов ядерного топлива, доведенных хотя бы до уровня опытных образцов, не говоря уже о промышленном масштабе, тем более до коммерческой (экономической) эффективности.

Французский опыт си эксплуатации АЭС с РБН с охлаждением натрием

Французский опыт создания и эксплуатации АЭС с РБН базируется на двух АЭС с реакторами типа БН: «Феникс» и «Суперфеникс».

РБН «Феникс». Строительство энергоблока с реактором «Феникс» электрической мощностью 230 МВт продолжалось 5 лет (с ноября 1968 г. по декабрь 1973 г. — подключение к сети), ввод в эксплуатацию состоялся в июле 1974 г. В этом реакторе, в отличие от российских БН-600 и БН-800, использовалось МОХ-топливо вместо обогащенного урана. Основной целью энергоблока с «Феникс» была демонстрация возможностей быстрых реакторов с натриевым теплоносителем, а также изучение выжигания (трансмутации) долгоживущих минорных актинидов. Судьба его оказалась далеко небезоблачной.

В первые годы эксплуатации большинство проблем были связаны с протечками в промежуточных теплообменниках и локальными возгораниями.

Но уже в 1980-х короткие периоды эксплуатации сменялись длительными остановками, которые были связаны с тем, что каждое возобновление работы реактора требовало принятия политического решения (влияние аварии на Чернобыльской АЭС, 1986 г.). Затем, в 1989–1990 гг., на «Фениксе» произошло четыре инцидента с внезапным снижением реактивности [2]. По шкале INES инциденты получили второй уровень. Выяснить причины событий не удалось, что привело к постепенному отказу Франции от дальнейшего развития направления быстрых реакторов. Сам «Феникс» как исследовательский реактор с большими перерывами доработал до конца 2009 г. Незадолго до его останова французские инженеры успели поставить два эксперимента с целью разгадать причины таинственного снижения реактивности двадцатилетней давности. Выдвигалась гипотеза об искривлении активной зоны. В экспериментах удалось повторить картину снижения реактивности и подтвердить эти предположения. Коммерческий результат работы «Феникса» оказался ограниченным.

Работа РБН «Феникс» была направлена на достижение максимально возможной глубины выгорания топлива (что несомненно с производством чистого оружейного Pu). Весь воспроизведенный плутоний после переработки возвращался обратно в реактор. Американское ядерное общество в 1997 г. объявило «Феникс» мировым историческим памятником.

Первые работы по переработке топлива начались в декабре 1976 г. на экспериментальной установке CEA Marcoule Pilot Plant. К 1983 г. было переработано 9 т ОЯТ реактора «Феникс» с глубиной выгорания 80 ГВт·сут/т.

На заводе Cogema (Ла Гаге) в период 1979–1984 г. было переработано около 10 т ОЯТ «Феникс», разбавленных ОЯТ газоохлаждаемых реакторов (GCR). Всего было переработано в эквиваленте 4,5 топливных загрузок реактора «Феникс», что составляет 25 т ОЯТ.

Плутоний, извлеченный из ОЯТ, использовался в воспроизводстве нового топлива (ТВС) с 1980 г. Некоторые из этих ТВС были повторно переработаны на экспериментальной установке в Маркуле. Таким образом, на АЭС «Феникс» несколько раз выполнялся полный замкнутый топливный цикл, что наглядно подтверждало возможности РБН-размножителей. Работа с РБН «Феникс» в ЗЯТЦ продемонстрировала в промышленном масштабе все этапы этого цикла: переработка ОЯТ РБН с большой глубиной выгорания, организация хранения высокоактивных отходов, фабрикация нового топлива и повторная загрузка его вновь в реактор.

Проектный коэффициент воспроизводства у РБН «Феникс» равнялся 1,13 и фактически оказался близким к 1,16, т.е. было получено на 16% больше делящегося материала, чем было использовано. За время работы реактора его активная зона в эквиваленте была перегружена в 7 раз с более чем 700 ТВС, из которых почти 200 было экспериментальных, или 140 тыс. твэлов. К этому следует добавить несколько сотен ТВС с обедненным ураном, в котором образовывался плутоний, и отражатель — зона воспроизводства,

представляющая собой около сотни ТВС с обедненным диоксидом урана. В одной такой ТВС после облучения образовывалось 2 кг ^{239}Pu .

В центре активной зоны глубина выгорания равнялась 90 ГВт·сут/т, а на периферии 115 ГВт·сут/т. В экспериментальных твэлах и ТВС глубина выгорания достигала около 150 ГВт·сут/т, что в три раза превышало проектные значения.

РБН «Суперфеникс». В 1968 г. одновременно со строительством «Феникса» началось проектирование АЭС с установленной электрической мощностью 1200 МВт и тепловой мощностью 3000 МВт. Аналогов такого реактора в Мире не было, его назвали «Суперфеникс». Конструкция реактора по сравнению с «Фениксом» была существенно модернизирована, в том числе системой безопасности. Реактор должен был стать не только «супер» по мощности, но и по использованию всех достижений науки и технологий того времени. Это был год высоких цен на нефть и тревожных ожиданий дефицита природного урана, который становился основным энергетическим сырьем для французской энергетики. Планировалось построить серию АЭС с РБН, которые должны были предотвратить гипотетический дефицит природного урана за счет воспроизведенного плутония. Строительство АЭС с «Суперфеникс» продолжалось 9 лет (с декабря 1976 г. до января 1986 г. — подключение к энергосети), ввод в эксплуатацию состоялся в декабре 1986 г., выведен из эксплуатации 31.12.1998 г. Собственно, реактор «Суперфеникс» запустили в 1981 г., но подключить его к энергосистеме удалось только через 4 года. Практически сразу при его эксплуатации возник целый ряд технических и административных проблем.

Подготовительные работы по сооружению АЭС с «Суперфеникс» начались в 1974 г. (до начала строительства в середине 1976 г.), когда конъюнктура на нефтяном рынке улучшилась. К тому же стоимость строительства из-за технических проблем росла на глазах. Широкая общественность была не подготовлена к строительству такого типа АЭС, начали активно проявлять себя «зеленые». Пять с лишним тысяч тонн жидкого натрия будоражили воображение. СМИ раздували слухи о том, что авария на АЭС «Суперфеникс» может привести к мгновенной смерти миллиона человек. А главное, строящийся реактор в первую очередь ассоциировался с наработкой плутония, а холодная война в то время достигла апогея. В довершение всех несчастий в декабре 1990 г. из-за небывалого снегопада обрушилась крыша турбинного зала. После ее восстановления АЭС проработала совсем недолго.

В конце 1996 г., реактор был остановлен на ППР и подготовку к работе по программе исследования трансмутации. Однако уже через 2 месяца, в феврале 1997 г., Госсовет Франции аннулировал лицензию на его эксплуатацию. В дальнейшем по решению правительства его работа больше не возобновлялась, хотя последний год эксплуатации был самым успешным за всю историю АЭС, было произведено 3,5 млрд кВт·ч. В итоге АЭС с «Суперфеникс» за 11 лет подключения к энергосистеме работала на мощности (в основном на малой) всего половину срока (63 месяца) и была отключена по техническим причинам через 25 месяцев и по политическим и административным — 66 месяцев.

Американский опыт АЭС с РБН с охлаждением натрием

Министерство энергетики США до 1985 г. затратило около 16 млрд долл. США (в ценах 2011 г.) на разработку АЭС с РБН с натриевым теплоносителем, составившую большую часть тогдашнего бюджета на НИОКР.

В США в предыдущие годы эксплуатировались пять исследовательских РБН и еще несколько было спроектировано, но не построено. В первую очередь следует отметить программу создания экспериментальных энергоблоков РБН с натриевым теплоносителем «EBR & IFR» [3].

EBR-I находится на Национальной испытательной станции реакторов (NRTS) и был спроектирован, построен и эксплуатировался Аргоннской национальной лабораторией (Argonne National Laboratory, ANL). EBR-I — первый в Мире экспериментальный энергоблок с РБН-размножителем

и натриевым теплоносителем. Основной целью этого реактора была экспериментальная проверка физики воспроизводства топлива. В 1951 г. этот реактор производил достаточно электроэнергетики, чтобы обеспечивать электроснабжение собственного здания. Его эксплуатация завершилась в 1963 г., а в 1965 г. реактор EBR-I был объявлен национальным историческим памятником.

EBR-II также находится на Национальной испытательной станции реакторов (NRTS) и был спроектирован, построен и эксплуатировался ANL.

Энергоблок EBR-II — демонстрационный энергоблок с РБН и натриевым теплоносителем, тепловая мощность 62,5 МВт, электрическая — 19 МВт. Время эксплуатации — 1963–1994 гг. (32 года), произвел 2 млрд кВт·ч для электроснабжения всей NRTS. Главной целью этого энергоблока было продемонстрировать, как работает АЭС с РБН (натриевым теплоносителем) вместе с пристанционным ЗЯТЦ, в котором перерабатывается ОЯТ этого реактора и повторно воспроизводится топливо для него. Это было успешно продемонстрировано в течение 6 лет (1964–1969 гг.). EBR-II стал пионером в разработке ЗЯТЦ, включая дистанционное управление на всех этапах производства топлива. Было изготовлено несколько повторных топливных загрузок с использованием ОЯТ самого реактора. На вторичном топливе было произведено около 1 млрд кВт·ч электроэнергии.

Затем исследования на этом реакторе сместились на испытания материалов и топлива (оксиды металлов и керамическое топливо, карбиды и нитриды урана и плутония), которые разрабатывались для проектов более крупных РБН.

EBR-II лег в основу программы США по развитию РБН с ЗЯТЦ (Integral Fast Reactor, IFR) с топливом из металлического сплава U-Pu-Zr, которую Национальная академия наук считала самым приоритетным научно-исследовательским проектом для разработки будущих типов реакторов. Планировалось в одном комплексе создать полностью интегрированную систему: АЭС с РБН и пристанционные производства ЗЯТЦ, в котором переработка ОЯТ осуществляется по технологии электрометаллургического «пиропроецинга» с последующей рефабрикацией вторичного топлива. В настоящее время единственной лицензированной электрометаллургической технологией для переработки ОЯТ в значительных масштабах является IFR электролитический процессинг, разработанный ANL. Он использовался для «пиропроецинга» ОЯТ EBR-II. В проекте реактора IFR была предусмотрена возможность его работы как реактора-размножителя. Интересно, что на финансирование программы IFR было выделено около 46 млн долл. США от японской ассоциации операторов АЭС.

Цели программы IFR заключались в демонстрации: внутренней присущей безопасности таких установок, т.е. обеспечения безопасности реактора помимо инженерных систем безопасности; повышения эффективности обращения с высокоактивными отходами (ВАО) путем выжигания всех долгоживущих минорных актинидов, при котором существенно сокращаются сроки хранения оставшихся радиоактивных продуктов деления; полного использования энергетического потенциала природного урана, а не только около 1%. Кроме того, была и политическая цель — показать, как АЭС с РБН и ЗЯТЦ с рециркуляцией плутония вместе с другими актинидами обеспечивают устойчивость (препятствует) к распространению плутония и других ядерных материалов и технологий.

Некоторая демонстрация этих целей была показана на реакторе EBR-II в апреле 1986 г. (по видимому, сразу после аварии на Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г.). Тогда на этом реакторе было проведено два испытания:

- при работе реактора на полной мощности были отключены главные циркуляционные насосы первого контура. Нормальные системы останова реактора не участвовали в управлении. Примерно за пять минут мощность реактора упала почти до нуля. Не было никакого повреждения ни топлива, ни оборудования реактора;
- при работе реактора на полной мощности была остановлена циркуляция теплоносителя второго контура. Это вызвало повышение температуры активной зоны. Когда топливо, натрий первого контура и конструкции активной зоны достаточно расширились, реактор отключился сам собой.

Тем не менее, в 1994 г. Конгресс США под нажимом администрации президента Клинтона принял закон о закрытии EBR-II и прекращении работ по реактору IFR всего за три года до его ввода в эксплуатацию! И в США есть свои «враги» атомной энергетики с РБН. Это нанесло огромный ущерб развитию работы по топливным циклам РБН в США, поэтому не удалось должным образом оценить рециркуляцию нептуния и америция. В реактор EBR-II в 1986 г. было впервые загружено топливо для реактора IFR и была достигнута глубина выгорания 19%. Однако достичь целевого значения 22% не успели. Для сравнения: глубина выгорания топлива обычных ЛВР составляет 3–4%.

Министерство энергетики США (Department of Energy, DOE) в 2001 г. в рамках программы работ по новым ядерным реакторам «Поколения IV» поручило группе из 242 специалистов: DOE, Калифорнийского университета (Беркли), Массачусетского технологического института, Стэнфордского и Дьюк университетов, Аргонской национальной лаборатории (ANL), Ливерморской национальной лаборатории (LLNL), энергетических корпораций Toshiba (Япония), Westinghouse, EPRI и других профильных учреждений оценить 19 лучших конструкций реакторов по 27 различным критериям. Первое место занял реактор IFR, который должен был быть достроен в апреле 2002 г.

В настоящее время программа IFR пересматривается как часть программы «Инициатива по улучшенным топливным циклам (Advanced Fuel Cycle Initiative)». Тем не менее энергоблок с EBR-II выводится из эксплуатации, а проект нового энергоблока с реактором следующего поколения (EBR-III) установленной мощностью 200–300 МВт так и не был разработан.

Другие ранние РБН в США

Fast Flux Test Facility (FFTF) в Ханфорде (Hanford) – исследовательский реактор на быстрых нейтронах тепловой мощностью 400 МВт эксплуатировался в период 1982–1992 гг. в Ханфорде как крупный национальный исследовательский реактор. Был остановлен в конце 1993 г., а с 2001 г. был дезактивирован и находится в холодном резерве. В августе 2006 г. DOE указало, что он может быть вновь введен в эксплуатацию в рамках программы «Глобальное партнерство по ядерной энергии (The Global Nuclear Energy Partnership)».

PRISM – первый проект модульного РБН с натриевым теплоносителем. Совместная разработка с 1984 г. компании General Electric (GE) и национальных лабораторий Министерства энергетики США (Department of Energy, DOE) по программе создания усовершенствованного РБН с жидкотеплоносительным теплоносителем (Advanced Liquid-Metal Fast Breeder Reactor, ALMR). Первая версия – тепловая мощность 425 МВт, электрическая около 150 МВт, коэффициент воспроизводства 1,12, максимальное выгорание 147 ГВт·сут/т. Топливо – металлическое с обогащением 26% и содержанием плутония 10%. Период между перегрузками 20 месяцев, время эксплуатации топлива 60 месяцев.

Японский опыт с АЭС с РБН с охлаждением натрием

В Японии в конце 1970–1980-х гг. была принята программа развития ЗЯТЦ с РБН, состоящая из трех этапов. На первом этапе был построен экспериментальный реактор Joyo тепловой мощностью 140 МВт и натриевым теплоносителем, который был запущен в 1978 г. и проработал до 2007 г. (20 лет). В настоящее время законсервирован.

На втором этапе в 1994 г. была введена в эксплуатацию демонстрационная АЭС **Моңжу** (Monju) в г. Цуруга (Tsuguga), мощностью 714 МВт (теп.)/280 (эл.) с тремя первыми контурами, активная зона состояла из 198 ТВС с МОХ-топливом, была окружена зоной воспроизводства, состоящей из 172 сборок.

На третьем этапе предполагалось построить коммерческую АЭС с БН мощностью около 1000 МВт (эл.). Однако проект АЭС Моңжу оказался крайне неудачным. Через несколько месяцев после запуска, в 1995 г., реактор был остановлен и законсервирован из-за пожара, произошедшего вследствие утечки около 3 т натрия из второго

контура. В мае 2005 г. Верховный суд Японии выдал разрешение на его повторный запуск. Сначала он планировался в 2008 г., однако реактор возобновил работу в мае 2010 г. Затем снова остановился из-за механических повреждений во вспомогательных системах. В период эксплуатации 1994–2016 гг. (23 года), реактор находился в работе всего 250 дней, при этом ни разу не было достигнуто 100% номинальной мощности. Создание самой АЭС и ее эксплуатация обошлись бюджету Японии в 1 трлн иен (8,5 млрд долл. США).

В декабре 2016 г. правительство Японии решило отказаться от продолжения проекта АЭС Моңжу. Было объявлено, что после аварии на АЭС «Фукусима-1» в соответствии с обновленными правилами безопасности АЭС на повторный запуск реактора потребуются как минимум восемь лет и дополнительно 540 млрд иен (4,5 млрд долл. США). Вывод его из эксплуатации обойдется в 375 млрд иен (3,2 млрд долл. США) в течение последующих 30 лет.

Несмотря на неудачу с проектом АЭС Моңжу, правительство Японии продолжает рассматривать ЗЯТЦ с БН как перспективный топливный цикл для развития атомной энергетики в стране. Поэтому в 2018 г. планируется разработать дорожную карту по развитию АЭС с БН, по которой совместно с Францией предполагается построить демонстрационный реактор **ASTRID** с натриевым теплоносителем, а также использовать экспериментальный реактор **Joyo**. В настоящее время АЭС с реактором **ASTRID** находится в стадии проектирования.

Кроме того, правительство Японии намерено содействовать использованию МОХ-топлива на обычных АЭС с ЛВР, несмотря на то, что оно является более дорогостоящим по сравнению с обычным топливом на природном уране. Тем не менее его использование остается на невысоком уровне, поскольку после аварии на АЭС «Фукусима-1» в стране очень медленно вновь запускаются АЭС.

В Японии развитие реакторов на быстрых нейтронах обусловлено потенциальными проблемами, связанными с ограниченными мощностями хранилищ ОЯТ. Кроме того, было отложено завершение строительства завода по переработке ОЯТ в префектуре Аомори из-за серии технических сбоев и существенного перерасхода средств. В то же время в Японии запасы плутония, полученные после переработки ОЯТ с японских АЭС с ЛВР на зарубежных предприятиях, составляют 48 т. Необходимо принять решение, что с ним делать. Кроме того, этот плутоний вызывает озабоченность с точки зрения нераспространения ядерного оружия.

Авария на АЭС «Фукусима-1» (в 2011 г.), изменила общественное мнение Японии, большая часть населения настроена негативно как к самой атомной энергетике, так и к ее развитию, включая ЗЯТЦ с РБН. Так, в статье «Анализ неудачи с Моңжу (Review the failure of Monju)» [4], опубликованной в газете The Japan Times 22.12.2016, высказывается мнение о том, что план по развитию ЗЯТЦ с БН разработан в закрытой дискуссии очень небольшой группой людей, некоторые из которых лично связаны с бизнесом в атомной энергетике. Он был принят на Совете по развитию реакторов на быстрых нейтронах, созданном Министерством экономики, торговли и промышленности. В этот Совет вошли министр экономики и торговли, министр образования и науки, глава японского агентства по атомной энергетике, которое является эксплуатирующей организацией АЭС Моңжу, председатель Ассоциации электроэнергетических компаний Японии и президент компании Mitsubishi Heavy Industries – крупнейшего производителя оборудования для атомных станций в Японии.

В указанной статье отмечается: «Это недопустимо, что будущее направление в национальной политике по атомной энергии и решение начать новый, очень дорогостоящий проект принимается в узком кругу заинтересованных сторон, без публичного обсуждения. Несостоятельность такого подхода показала неудача с проектом АЭС Моңжу».

Статья призывает правительство дать убедительное объяснение, почему развитие ЗЯТЦ с РБН по-прежнему актуально и сможет ли этот цикл снизить зависимость Японии от ядерной энергетики. Ибо после аварии на АЭС «Фукусима-1» и электроэнергетического кризиса 2011 г. развитие атомной энергетики прежними темпами невозможно. Решение о прекращении проекта АЭС Моңжу – путь к переосмыслению энергетической стратегии страны. Необходимо провести открытое обсуждение потребностей в электроэнер-

Реактор	Тип теплоносителя, схема охлаждения, функционал	Тепловая/электрическая мощность, МВт	Тип топлива (в будущем)	Страна	Примечание (начало эксплуатации)
PRISM. АЭ	Натриевый, бассейн, демонстрационный	840/311	Металл (U—20Pu—10Zr)	США	В 2020-х г.
ARC-100. АЭС	Прототип, бассейн, натрий	260/100	Металл	США	Работа с GEN (GE Hitachi Nuclear Energy)
Astrid. АЭС	Натриевый, бассейн, демонстрационный	1500/600	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Франция и Япония	Около 2025 г.
Allegro. Исследовательский	Газовый, петля, экспериментальный	50—100	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Франция и Япония	Около 2030 г.
MYRRHA. Исследовательский	Свинец-Висмут, экспериментальный	57/	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Бельгия и Китай	В начале 2020 г.
ALFRED	Свинцовый, прототип	300/120	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Румыния, Италия ЕС	С 2025 г.
BN-1200. АЭС	Натриевый, бассейн, коммерческий	2800/1220	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂), нитрид (UN—20PuN)	Россия	В середине 2030-х г.
BREST-300. АЭС	Свинцовый, бассейн, демонстрационный	700/300	Нитрид (UN—20PuN)	Россия	В конце 2020-х г.
SVBR-100. АЭС	Свинец-Висмут, бассейн, демонстрационный	280/100	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂ и другие)	Россия	С 2019 г. приостановлено
MBIR. Исследовательский	Свинец-Висмут, газ, петля, экспериментальный	100—150	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Россия	С 2020 г.
CDFR-1000. АЭС	Натриевый, бассейн, демонстрационный	/1000	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Китай	С 2023 г.
CDFR-1200. АЭС	Натриевый, бассейн, коммерческий	/1200	Металл (U—20Pu—10Zr)	Китай	С 2028 г.
PGSFR	Натриевый, бассейн, прототип	392/150	Металл (U—20Pu—10Zr)	Южная Корея	С 2028 г.
JSFR	Натриевый, петля, демонстрационный	/500	Оксид (UO ₂ —20PuO ₂)	Япония	С 2025 г.
TWR	Натриевый, прототип	/600	Металл (U—20Pu—10Zr)	Китай и США	С 2023 г.
FBR 1 &	Коммерческий, натрий	/600	Оксид, металл	Индия	—

Таблица 2. Проекты реакторов на быстрых нейтронах.

гии и планов по развитию ядерной энергетики. В конце 2016 г. было принято решение о выводе из эксплуатации АЭС Моңжу[5].

В октябре 2010 г. (до аварии на АЭС «Фукусима-1») было подписано соглашение между Агентством по атомной энергии Франции (CEA), аналогичным агентством в Японии (JAEA) и Министерством энергетики США (DOE), по которому Япония работает над проектом АЭС с демонстрационным РБН, чтобы заменить АЭС Моңжу.

Франция вместе с Японией разрабатывает усовершенствованную АЭС с РБН с натриевым теплоносителем **ASTRID**. В США сосредотачиваются на анализе систем, материалов и безопасности с обширной базой данных и опытом по разработке проекта **FNR**, в частности **Fast Flux Test Facility (FFTF)** и **EBR-II**. Компания **GE Hitachi** продвигает некоторые работы на базе нового проекта **PRISM**. Последний серьезно рассматривается в Великобритании для сжигания накопленных запасов реакторного плутония при производстве электроэнергии.

Проекты РБН как бассейнового, так и петлевого типов имеют потенциал для развития. Однако проекты большинства РБН большой мощности принадлежат к бассейновому типу. Работа будет включать исследования топливного цикла РБН[6].

Перспективы развития АЭС с реакторами на быстрых нейтронах и замкнутым ядерным топливным циклом

В нескольких странах Мира, традиционно развивающих атомную энергетику: России, США, Китае, Индии, Франции, Японии продолжаются программы НИОКР по усовершенствованию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах и замкнутым ядерным топливным циклом (ЗЯТЦ). Предполагается, что развитие АЭС с РБН позволит гораздо более эффективно использовать ресурсы природного урана и сжигать минорные актиниды, которые являются долгоживущими высокоактивными компонентами ОЯТ ЛВР.

В табл. 2 представлены проекты реакторов на быстрых нейтронах, находящиеся в стадии проектирования или стадии решения о проектировании в период 2016–2030 гг[7].

Из табл. 1 и 2 следует, что практически все страны, заинтересованные в развитии АЭС с РБН, имеют собственные национальные исследовательские программы или референтные проекты РБН. В число стран, потенциально заинтересованных в сооружении АЭС РБН, входят

пороговые государства: Япония, Республика Корея и государство, нарушившее международный режим нераспространения, – Индия (не является подписантом ДНЯО).

Исследовательские ядерные реакторы на быстрых нейтронах В Мира в настоящее время почти все исследовательские ядерные реакторы работают на тепловых (медленных) нейтронах. Самый крупный исследовательский реактор на быстрых нейтронах – **БОР-60** находится в НИИАРе (г. Димитровград, Россия). Он был запущен в 1969 г. и после 2020 г. должен быть заменен на многоцелевой быстрый исследовательский реактор (**МБИР**) мощностью 100–150 МВт, с четырехкратной мощностью облучения. Целью сооружения **МБИР** является создание высокопоточного исследовательского реактора на быстрых нейтронах с уникальными потребительскими свойствами для реализации следующих задач: проведение реакторных и послереакторных исследований, производство электроэнергии и тепла, обработка новых технологий производства радиоизотопов и модифицированных материалов. На реакторе **МБИР** можно будет испытывать одновременно три типа теплоносителя: свинцовый или свинцово-висмутный, газовый и натриевый, в трех параллельных внешних циркуляционных контурах. Он будет работать на **МОХ-топливе** с вибропакетом с содержанием плутония 38%, возможно использовать топливо с содержанием плутония 24%. Само топливо будет изготавливаться в НИИАРе на экспериментальном производстве. Планируется, что **МБИР** будет работать в замкнутом ядерном топливном цикле с использованием пирохимической переработки ОЯТ.

Имеется так же несколько небольших экспериментальных реакторов – **CEFR** (Китай), **FBTR** (Индия), **Joyo** (Япония), но они в основном работают в качестве установок для нейтронного облучения и не участвуют в исследованиях для третьих сторон (хотя **CEFR** в некоторой степени может это сделать). В Мира явно существует нехватка исследовательских реакторов на быстрых нейтронах, особенно для испытания материалов коммерческих РБН «поколения IV».

[1] World Nuclear Association Fast Neutron Reactors (Updated April 2019): <https://www.worldnuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx> [2] Jean-Francois Sauvage. Phenix-30 years of history: the heart of a reactor (англ.). — EDF — Electricite de France 2004. [3] World Nuclear Association, Fast Neutron Reactors (April 2019): <https://www.worldnuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx> [4] Japan Times «Review the failure of Monju» 22.12.2016 <https://www.japantimes.co.jp/opinion/2016/12/22/editorials/review-failure-monju/#.XWVaTS4zaUk> [5] World Nuclear Association, Fast Neutron Reactors (April 2019): <https://www.worldnuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx> [6] Filip Gottfridsson. Simulation of Reactor Transient and Design Criteria of Sodium-cooled Fast Reactors. — University essay from Uppsala universitet/Tillämpad kärnfysik, 2010. [7] World Nuclear Association, Fast Neutron Reactors (April 2019): <https://www.worldnuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>



О.Ю. Новосельский,
пенсионер из НИКИАТ

Куда делся графит?

Нынче, во времена информационных войн многие понимают, как создаются фейковые «новости»: вдруг почти все СМИ начинают жевать какую-то, кому-то очень нужную тему, обсуждая что-то, чего на самом деле никогда не было. Ответом на вопрос «почему ты этому веришь?» — обычно бывает «все так говорят». Если же такую «новость» преподносят устами официальных лиц, например, премьер-министра, как это было с делом Скрипалей, многими это воспринимается как правда, не смотря на оговорки типа *highly likely*. Чем авторитетнее произносящий какую-либо чушь, тем больше людей склонно ему верить и принимать сказанное за истину. Тем более, если это академик, как в нашем случае.

Прибыв на Чернобыльскую АЭС вскоре после аварии, В.А. Легасов увидел нечто белёсое, поднимающееся над разрушенным энергоблоком. И тут же решил, что это дым, образовавшийся при горении графита. Видимо, забыл, что ещё в школьном курсе химии имеются сведения о горении углерода (а графит — это чистый углерод): образующиеся газообразные окислы CO и CO₂ бесцветны. Т.е. обычный водяной пар (туман), для образования которого было более чем достаточно причин при аварии, был принят за продукты горения графита. Но самое интересное, что и потом, при написании книги [1] и создании магнитофонной записи воспоминаний [2] он не скорректировал своё ошибочное заявление, сделанное в состоянии сильного эмоционального напряжения при первом взгляде на результаты аварии.

«Из жерла реактора постоянно истекал такой белый, на несколько сот метров столб продуктов горения, видимо, графита. Внутри реакторного пространства (кстати, реакторная

шахта оказалась заваленной сверху верхней плитой и обломками строительных конструкций процентов на 80) было видно отдельными крупными пятнами мощное малиновое свечение. При этом однозначно трудно было сказать, что является причиной этого свечения — раскаленные графитовые блоки, оставшиеся на месте — потому что графит горит равномерно, выделяя белёсые продукты обычной химической реакции. А видимый всё-таки свет, который потом отражался в небе, это было свечение раскаленного графита». «... Ясно было, что горит графит и каждая частица несет на себе достаточно большое количество радиоактивных источников.»

«Обычная скорость горения графита где-то составляет тонну в час. В 4-м блоке было заложено около двух с половиной тысяч тонн графита. Следовательно 240 часов при нормальном горении эта масса могла бы гореть, унося с собой...» [2]. Оказалось, и через тридцать с лишним лет фейковая «новость»

работает. В обсуждении статьи В.Кузнецова в АС155 находим следующее:

Гость: «Графит трудногорюч... из реакторного графита можно строить дачные печи. А вы считаете, что он горит?»

В. Кузнецов (бывший начальник РЦ ИАЭС): «Да, графит не поддерживает горения. Графит просто горит и его тушили с вертолетов мешками с песком и карбидом бора 10 дней. Это на 4-м блоке ЧАЭС. Сколько графита осталось в шахте реактора после 10 дней пожара, будет известно потомкам. Что же горело 10 суток? Конечно сгораемый материал, а это и есть графит.»

Причем считает, что в кладке РБМК графита 2500 т. Это академик мог не знать, сколько там графита, но не начальник реакторного цеха. Чтобы получить скорость сжигания графита 1 т/ч реакция окисления должна иметь мощность 9,2 МВт/кг (гр). Так как этот процесс — поверхностная реакция, увеличить мощность можно только увеличив площадь поверхности контакта графита с окислителем (воздухом). Этот принцип реализован в топочных камерах пылеугольных котельных агрегатов. Так что для сжигания графита с такой скоростью его нужно размолоть в порошок с размерами частиц не более 0,5 мм и сжигать при принудительном смешивании с воздухом. Если же удастся разогреть графитовые блоки до 1000 °С и поддерживать эту температуру поверхности, то тепловая мощность

реакции не превысит 50 Вт/кг(гр). Этого тепла не хватит, чтобы поддерживать необходимую для реакции высокую температуру поверхности. Т.е. предпосылок к поджиганию и горению якобы оставшейся в реакторной шахте графитовой кладки не было [3]. Однако идея горения кладки определила всю последующую стратегию ликвидации последствий аварии. «Высокой правительственной комиссией принято решение — забрасывать с вертолета в шахту реактора мешки с песком (чтобы прекратить горение графита), бросать борную кислоту (чтобы исключить возникновение новой цепной реакции), бросать свинец (чтобы снизить температуру горящего графита)» [4]. В то же время везде присутствовала графитовая пыль. «Диспергированный графит кладки активной зоны в виде мелкой пыли, сажи покрывал всё здание 4-го энергоблока, внутренние поверхности помещений, промплощадку, здание АБК-2. Осаждение графитовой пыли было отмечено на расстоянии до 1–2 км от АЭС (например, в селе Копачи)» [5]. Процесс оседания графитовой пыли наблюдал замначальника турбинного цеха: выйдя в машзал по окончании активной фазы аварии, увидел, что «из пролома кровли в машзал полупрозрачным столбом опускалась темно-черная пыль. Я не мог тогда понять, что это был реакторный графит» [6].

Ещё одно свидетельство из первых дней после аварии. «Вдруг внимание переключи-

лось на появившийся над блоком вертолёт. Снова сбросил мешки с песком (как потом выяснилось) в развал шахты реактора. Через секунду над разрушенным блоком поднялся чёрный гриб пыли и гари (точь-в-точь как гриб атомного взрыва, только миниатюрный). Шляпа черного зловещего гриба на 3–4 секунды достигла высоты примерно двух третей вентиляционной трубы и медленно стала оседать вниз черными космами, тяжелыми струями, похожими на дождь из тучи на фоне серого неба» [4].

Попробуем разобраться с этой графитовой пылью: как она образовалась, почему и где осела. Сначала вспомним как устроен реактор РБМК, затем воспользуемся результатами обследований разрушенного энергоблока, при этом с помощью классической механики, гидродинамики и теплофизики попытаемся представить картину разрушения реакторной установки.

Конструкционная схема РБМК

Подробнее с конструкцией РБМК-1000 можно познакомиться по книгам [7,8], краткое описание конструкции реактора и устройства энергоблока № 4 ЧАЭС можно найти в [9]. Вся активная зона, кроме графитового замедлителя, подвешена на верхней плите (металлоконструкция сх. Е), которая опирается – через 16 катковых опор – на кольцевой бак водяной биологической защиты, рис. 1. Весовая нагрузка на опоры верхней плиты оценивается как 3600 т. Кольцевой бак (сх. Л) установлен на бетонное основание, имеющее два диаметрально расположенных проема для прохода трубопроводов водяных коммуникаций (ВК) топливных каналов (ТК) и других трубопроводов низа реактора. На нижней плите (сх. ОР) весом 2600 т размещается графитовая кладка, состоящая из 2488 колонн, из которых 1661 колонна с топливными каналами, 211 – с каналами системы управления и защиты (СУЗ), 156 – с каналами охлаждения бокового отражателя, остальные – в составе бокового отражателя. Графитовые колонны имеют высоту 8 м, из которых 7 м приходится на собственно активную зону и по 0,5 м на верхний и нижний торцевые отражатели. Графитовые блоки имеют размеры: в плане 250*250 мм, по высоте – основные 600 мм, кроме того 200, 300 и 500 мм, которые установлены в основание колонн для обеспечения сдвига стыков блоков по высоте. Блоки имеют центральное отверстие диаметром 114 мм для размещения труб топливных и иных каналов. В боковом отражателе эти отверстия заполнены графитовыми вкладышами. Общий вес графита на нижней плите 1700 т, плита установлена на крестообразную опору (сх. С), образованную вертикальными стальными листами высотой 5 м при толщине 40 мм. Пространство под нижней плитой используется для разводки подводящих трубопроводов ВК топливных каналов, отводящих трубопроводов каналов СУЗ, труб системы защиты реакторного пространства от переопрессовки. Трубы ТК закреплены сваркой в стояках (трубных трактах) верхней плиты. Компенсация тепловых расширений труб и графитовых колонн обеспечивается свободным перемещением нижних концов каналов в трубных трактах нижней плиты. Герметизация выходов труб ТК – сильфонами. Графитовая кладка отделена от окружающего пространства цилиндрической обечайкой с линзовым компенсатором тепловых расширений, сх. КЖ. Таким образом металлоконструкциями сх. Е, сх. ОР и сх. КЖ образовано реакторное пространство с активной зоной, заполненное азотно-гелиевой смесью. В топливных каналах установлены тепловыделяющие сборки (ТВС), каждая состоит из двух пучков твэлов длиной по 3,5 м. ТВС закреплены на подвесках сверху, под запорной пробкой ТК. Каждый твэльный пучок содержит 18 твэлов в оболочках из циркониевого сплава. Трубы ТК – также из циркониевого сплава диаметром 88*4, трубы ВК диаметром 57*3,5 и трубы пароводяных коммуникаций (ПВК) диаметром 76*4 – из коррозионностойкой стали. Циркуляционный контур реактора

двухпетлевой, так что на каждую петлю приходится по 830 каналов. В составе каждой из петель – по 4 главных циркуляционных насоса (ГЦН) – три в работе, один резервный, по два барабана-сепаратора (БС) и соответствующие системы трубопроводов и коллекторов. Циркуляционные петли контура условно различаются как правая и левая по направлению на бассейн выдержки в центральном зале (ЦЗ) или на вентиляционную трубу. Для 4-го блока ЧАЭС левая сторона (петля) – северная, правая – южная, на стороне машзала.

С чего началось

Ещё в декабре 1987 г. шведское Инспекционное управление по ядерной энергетике на основании собственных исследований предложило, как они считали, наиболее вероятную схему развития аварии [10]. В соответствии с этой схемой паровые пузыри, которые образовались при кавитации ГЦН, поступают на вход ТК. Причиной их образования и длительного существования является низкий недогрев воды на входе в насосы. При большом пустотном эффекте реактивности, которым обладал в то время реактор этот пар вызвал мощную вспышку реакции деления. Следствием этого локального скачка энерговыделения было разрушение множества ТК в нижней части. Причиной второго взрыва, как полагают авторы [10], было вытеснение паром воды из верхней части активной зоны. Т.е. опять сыграл большой положительный пустотный эффект. На временных интервалах в несколько секунд знак и величину эквивалентного быстрого мощностного эффекта реактивности почти целиком определяет паровой (пустотный) эффект. Остальные не успевают внести заметный вклад в реактивность [7,11].

Это общая канва событий, если забыть о конструкционной схеме реактора, а также о теплогидравлике и классической механике. Обычно так и поступает большинство исследователей аварии либо по причине слабого представления о законах гидродинамики и теплофизики, либо вследствие пренебрежения такими «низкими» науками.

Ключевой вопрос в инициировании аварии с разгоном на мгновенных нейтронах – это вопрос об источнике быстрого ввода большой положительной реактивности, так как было признано, что одним «концевым эффектом» стержней СУЗ разогнать мощность реактора не удастся [12]. Итак, кавитационный, неравновесный пар поступает на вход топливных каналов. Многие [10, 13, 14, 15] полагали, что источником этого пара были ГЦН. Однако выяснилось, что подпор на всасе был не настолько мал, чтобы вызвать кавитацию на лопатках насоса – 22 м вод. ст. при минимально допустимом 23 м вод. ст. Однако начальная стадия кавитации не исключалась. Паровые пузыри, появившиеся на входных кромках лопастей рабочего колеса, где локальное давление падало ниже давления насыщения, двигаются в область все возрастающего давления (работает центробежное ускорение). Это заставляет пар конденсироваться. Пузыри схлопываются – вот она, причина повреждения поверхностей рабочего колеса. Однако маловероятно, чтобы кавитирующий насос подавал пароводяную смесь в напорный коллектор до того как произойдет срыв подачи из-за кавитации. Появление кавитации в насосе сопровождается вибрацией, тряской насоса из-за резких изменений плотности перекачиваемой жидкости при появлении и исчезновении пара в потоке. Наиболее вероятное последствие – разрушение подшипников. Так что источник неравновесного пара надо искать за ГЦН. А там мы имеем два устройства, обреченные на кавитацию при соответствующих параметрах теплоносителя, – это дроссельно-регулирующий клапан (ДРК) на напорной линии каждого ГЦН и запорно-регулирующий клапан (ЗРК) на каждом трубопроводе ВК топливного канала. Чтобы сохранять расход постоянным в циркуляционном контуре в процессе подъема мощности реактора, мы вынуждены прибегать к помощи ДРК, перераспределяя гидравлическое сопротивление тракта, чтобы общее сопротивление не изменялось. Подъем мощности сопровож-

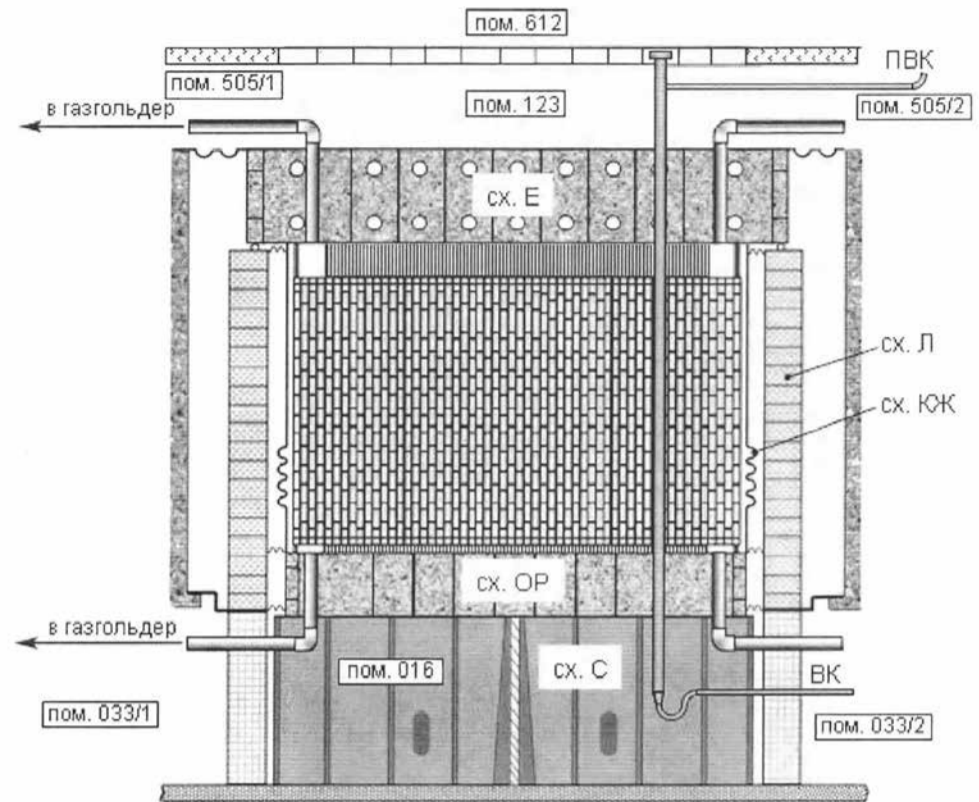


Рисунок 1 – Конструкционная схема реактора

ждается переходом от почти водяного режима, когда гидравлическое сопротивление ТК относительно мало, к режиму кипения, когда по мере увеличения мощности растет паросодержание и гидравлическое сопротивление ТК. В этой ситуации ДРК из сильно прикрытого положения постепенно открывается, компенсируя снижением своего гидравлического сопротивления рост сопротивления кипящих ТК. Таким образом, сильно прикрытое положение ДРК соответствует низкой мощности, соответственно низкому недогреву теплоносителя на входе ТК. В этих условиях при обтекании поворотного диска ДРК в нижней части гидравлического тракта, куда устремляется большая часть расхода, вблизи кромки диска возникает кавитация, т.е. появляется паровая фаза. Ниже по течению, где скорость падает, а давление восстанавливается, пузыри схлопываются, вызывая повреждение поверхности трубы. На это явление обратили внимание именно из-за обнаруженного локального утонения стенки трубы, поскольку в условиях нормальной эксплуатации эта кавитация не влияла на характеристики реактора. То же самое можно сказать и о кавитации на ЗРК [16]. Это явление не было секретом хотя бы потому, что и во время исследований критического течения [30], и ранее, при ресурсных испытаниях кавитация была обнаружена, но поскольку она не влияла на характеристики реактора при нормальной эксплуатации никто и не пытался углублять исследования, пока не появилась необходимость понять причины отказов расходомеров на линиях ВК [17]. Вопрос о длине пути конденсации этого неравновесного пара в трубопроводе ВК никого не волновал: даже если этот пар попадал в активную зону при пуске реактора и подъеме мощности, это никак не отражалось на характеристиках безопасности: состав активной зоны характеризуется отрицательным пустотным эффектом реактивности.

Вообще после нарушения программы испытаний выбега турбогенератора (ТГ) 26 апреля 1986 г., когда не удалось создать требуемые начальные условия испытаний, и реактор не заглохался при закрытии стопорно-регулирующего клапана (СРК) последней работающей турбины, были созданы условия для необратимого разгона мощности и взрыва активной зоны. Первое: при почти полном отсутствии штатных поглотителей в активной зоне происходил процесс распада и «выжигания» ксенона, разотравление – процесс с положительной обратной связью, т.е. саморазгоняющийся. Второе: ГЦНы, подключенные к выбегающему ТГ8, должны отключиться собственными защитами электродвигателей – по напряжению и/или частоте питающего тока. Срыв подачи остальных ГЦН неизбежен из-за недостаточного подпора на всасе – вполне ожидаемое явление [18, 19]. Далее

запаривание активной зоны, разгон мощности за счет большого парового эффекта. Третье: кавитационный пар от ЗРК или даже от ДРК не конденсируется в потоке воды с низким недогревом и поступает на вход ТК. Опять-таки большой пустотный эффект обеспечивает мощный всплеск энерговыделения в нижней части активной зоны. Следует множественный разрыв ТК и дальнейшее развитие аварии. Каждый из трех факторов способен самостоятельно довести ситуацию до разгона на мгновенных нейтронах, различия – только в величине временного интервала от начала процесса до взрыва. В нашем случае все три фактора поучаствовали в аварии. Остается понять, что было первым, что именно инициировало разгон. При этом надо понимать, что все важные события, разрушившие реактор, укладываются в 6–7 секунд. Для такого быстрого процесса разотравление с «выжигание» ксенона оказалось непригодным: надо было допустить «мгновенное» выжигание, чтобы получить наблюдавшийся эффект; причин для такого процесса не было найдено [20]. Вклад разотравления в рост мощности наряду с появлением пара на входе ТК был «замечен» автоматическим регулятором (АР): в 1.23.30 АР начал пытаться остановить рост. Другим свидетельством начала роста мощности были показания уравнимеров БС. На последних семи секундах перед нажатием кнопки А35 уравнимеры всех четырех БС показывают тенденцию к росту уровней воды, хотя никакого увеличения расхода питводы в это время нет. Увеличение количества воды в сепараторах пара возможно только за счет вытеснения её из ТК и труб ПВК паром: кавитационный пар внизу и от начала закипания в верхней части ТК. Близость по времени отключения четырех «выбегающих» ГЦН (1.23.40,2–1.23.40,7 по осциллограмме) к сигналу АЗМ-АЗСР (1.23.41 по телетайпу), казалось бы, дает основание считать инициатором разгона именно это событие. Тем более, что в течение следующей, 42-й секунды сорвали подачу остальных ГЦН, запитанные от внешнего источника. Здесь мы должны обратить внимание на другое: на 43-ей секунде уже начало рушиться электрооборудование в машзале [21]. Т.е. насосы только что отключились, прекратили подачу, а реактор уже рушится. Значит, не они виноваты. Здесь надо вспомнить о состоянии ТВС, топлива в начале разгона. Если бы причиной разгона стало падение, а затем прекращение расхода, то запаривание ТК, а с ним и ввод положительной реактивности начался бы спустя несколько секунд, так как для производства пара нужно было преодолеть тепловую инерцию топлива, которое при низкой мощности (не более 530 МВт) было относительно холодным. Так что до запаривания ТК прошло бы 3–5 секунд. Выходит, появление сигнала АЗМ-АЗСР в 1.23.41 обязано

какому-то другому событию, потому что разгон уже начался, когда отвалились сначала 4 «выбегавших» ГЦН, а следом и остальные 4. Естественно, это событие только подхлестнуло рост мощности. А начало разгона обязано кавитационному пару, появившемуся на ЗРК. При этом объёмное паросодержание этого потока могло превышать 20% [17].

Что там происходило

В нашем анализе используются сведения о разрушениях реакторной установки и энергоблока, добытые нелёгким и зачастую опасным трудом двух групп исследователей из НИКИЭТ и ИАЭ (Комплексная экспедиция) — это Н.В. Жуков и его помощники М.А. Можаров, Б.Ю. Озеров и В.В. Воцев, а также К.П. Чечеров и его сотрудники А.Н. Киселёв, А.И. Сурин, А.Ю. Ненагляднов. К сожалению, не всем удалось дожить до наших дней. Конечно, были и другие. Но эти отличились тем, что они всегда были уверены в том, что именно они наблюдают, снимают фото- или видеокamerой, потому что они знали как устроен РБМК и вся станция. Чего не скажешь о других, кто, может быть, сделал даже больше фотоснимков на разрушенном энергоблоке, например, В.И. Ободзинский, но не всегда понимали, что именно они снимают. В результате работ этих исследователей — съёмки через исследовательские скважины, посещение всех этих мест с наблюдением, фото- и видеосъёмкой, взятием проб материалов, вплоть до обломков активной зоны (подреакторное помещение, реакторная шахта, бассейн-барботер, плотно-прочные боксы, помещения БС и ГЦН, машзал) — были добыты важнейшие сведения, позволяющие понять, что и как произошло с реактором во время аварии [5, 22, 23, 24].

Основные результаты таковы:

- шахта реактора пуста, если не считать упавшие в неё железобетонные стеновые блоки;
- следов горения в шахте нет, бетон блоков сохранил окраску, деградации свойств бетона не обнаружено;
- верхняя плита (сх. Е) почти вертикально повисла в шахте, зацепившись трубными трактами за её край;
- по периферии сх. Е свисает около 40 труб, похоже, каналы охлаждения отражателя, других труб нет;
- нижняя плита (сх. ОР) опустилась вниз на ~4 м;
- примерно четверть нижней плиты, юго-восточный сектор отсутствует;
- в северной части на нижней плите сохранилось несколько труб каналов охлаждения отражателя, на них — 1–3 графитовых блока;
- верхняя плоскость нижней плиты завалена главным образом обломками железобетонных стен помещений БС с обрывками стальной облицовки, на облицовке — штатная окраска;
- графитовые блоки на нижней плите, принадлежавшие боковому отражателю;
- под нижней плитой с западной стороны наблюдаются трубы, толстые металлические листы, окрашенные краской АС-8, графитовые блоки;
- на остатках обечайки сх. КЖ застыл стекловидный натёк топливосодержащей массы;
- оставшаяся на опорах ферма кровли ЦЗ сильно деформирована в горизонтальной плоскости;
- глубокий прогиб этой деформации указывает на направление силового воздействия.

Следов горения в шахте реактора обнаружить не удалось: на внутренней стенке кольцевого бака сх. Л сохранилась штатная окраска, в пробуренных секциях бака оказалась вода, т. е. горения графита в реакторной шахте не было. Но были другие, локальные высокотемпературные процессы, приведшие к тому, что исчезла четверть нижней плиты, часть стальной опоры сх. Л, часть труб в подреакторном помещении, оплавлена бетонная опора бака сх. Л. Облицовка стен и внутренняя стенка бака сх. Л имеют следы прожогов струйного характера. Многочисленные свидетельства

указывают на то, что высокотемпературные процессы в подреакторном помещении были узконаправленными и быстротечными. Помимо последствий высокотемпературных процессов имеются следы силовых воздействий на конструкции. Мощным импульсом давления была смята и прорвана на опорах стальная облицовка стен, сорваны и отброшены откатные ворота, на уровне пола сломана (скорее оторвана от пола) стена между подреакторным помещением и приборным отсеком, сорваны крепления подвесок трубопроводов ВК. Из наблюдений следует, что состояние нижней плиты, северных и южных трубопроводов ВК, проломы и прожоги строительных конструкций существенно несимметричны — наиболее разрушительные высокотемпературные процессы происходили в юго-восточной части реактора и подреакторного помещения.

Впервые сценарий разрушения реактора, не противоречащий наблюдаемому состоянию энергоблока и оборудования, был предложен К. П. Чечеровым в 1991 г. [25], далее в совместных работах с другими исследователями сценарий уточнялся [5, 26, 27]. Хотя законченным его считать нельзя, так как не все вопросы удалось прояснить. По нашему мнению, это наиболее непротиворечивая картина аварии. Рассмотрим последовательно что происходило от момента начала испытаний до того как начала оседать пыль после взрыва активной зоны. Повествование придётся прерывать комментариями для оценки разных сторон происходящих событий. В 1.23.04 закрыли СРК ТГ8. При этом не была восстановлена связь закрытия СРК с аварийной защитой АЗ5, которая была разорвана ранее для проведения измерений вибраций ТГ8 на холостом ходу [21]. Восстанавливать эту связь для возвращения энергоблока в программное состояние не стали, по-моему потому, что руководитель испытаний не понимал сути и причин проведения испытаний выбега турбогенератора. Он решил, что те 200 МВт, на которые удалось вытащить реактор путем нарушения регламента, вполне достаточная мощность, поскольку питание собственных нужд обеспечено. Т.е. не было понимания того, что испытания проводятся с заглушением реактора с мощности 700 МВт, а не на мощности 700 МВт. Кстати, некоторые из пытавшихся разобраться с тем, что же там произошло, рассуждают об испытаниях при 700 МВт (или при 200 МВт), а не с заглушением реактора с мощности 700 МВт и выбегом ТГ при заглушенном реакторе. Все рассказы руководителя испытаний, в том числе на суде, о том, что не заглушили реактор на случай необходимости повторения испытаний, рассчитаны на, мягко говоря, неподготовленную публику.

Итак, испытания начались. В течение примерно полминуты плавно падающие обороты ротора ТГ8 снижали частоту и напряжение на клеммах генератора. Запитанные от ТГ8 4 ГЦН и один питательный насос тоже снижали частоту вращения и производительность. Пало напряжение на электродвигателях насосов. Начальник электроцеха Орлов: «Заметил как снижалась частота тока, затем упала. Где-то через 30 секунд началась вибрация», т.е. примерно за 5 секунд до нажатия кнопки АЗ5. Начальник предшествующей смены Ю. Тригуб, также находившийся на блочном щите управления (БЩУ): «... появился какой-то нехороший звук ... как если «Волга» на полном ходу начала бы тормозить и юзом бы пошла... Такой звук: ду-ду-ду, переходящий в грохот, появилась вибрация здания, БЩУ дрожал. Но не как при землетрясении... раздавался грохот, частота колебаний падала, а мощность их росла. Затем прозвучал удар. Это удар был не очень, по сравнению с тем что был потом. Хотя удар сильный. Сотрясло БЩУ. ...Вот это был очень сильный. Посыпалась штукатурка, всё здание заходило ходуном... потух свет...».

В этой красочной картине, к сожалению отсутствует один важный элемент — время. Видно, что за чем следовало, но когда что происходило — неизвестно. Хотя относительно вибраций, ощущавшихся на БЩУ, кое-что прояснить можно. На энергоблоках РБМК в качестве главных циркуляционных насосов установлены насосы типа ЦВН-8, развивающие напор 200 м вод. ст. при подаче 8000 м³/ч,

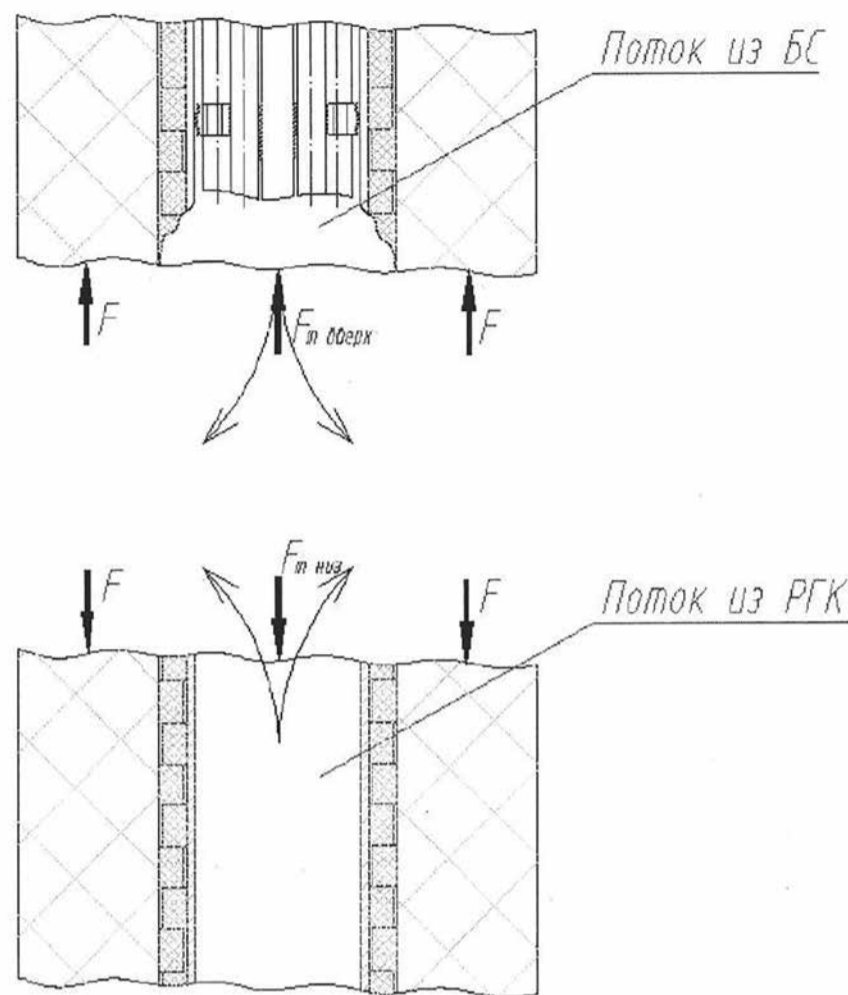


Рисунок 2 — Характер разрушения ТК при продолжении роста мощности после разрыва ТК

частота вращения 1000 об/мин. Электропривод насоса — синхронный двигатель мощностью 5 МВт. Вертикальный насосный агрегат установлен на кольцевой раме (диаметром ~1,5 м), жестко вмонтированной в перекрытие плотно-прочного бокса (ППБ). В каждой насосной для левой и правой циркуляционной петли установлено по 4 насоса. Корпус насоса со всасывающим и напорным патрубками находится под перекрытием ППБ (армированный бетон), а электродвигатель с маховиком и соединительной муфтой размещается в обслуживаемом помещении, над ППБ. Масса насосного агрегата 107 т, основной вес — это электродвигатель. Центр масс агрегата находится на высоте около 6 м над полом помещения. В конце 80-х концерн «Росэнергоатом» пытался организовать виброакустический контроль ГЦН на энергоблоках РБМК. НИКИЭТ участвовал в этой работе (канд. техн. наук В. В. Вазингер). Сначала нужно было создать виброакустические портреты действующих ГЦН, чтобы затем, следя за их изменениями в процессе эксплуатации, оптимизировать межремонтные периоды. В процессе этой работы была определена и собственная частота колебаний насосного агрегата как вертикальной, закреплённой в основании десятиметровой балки. На разных насосах она оказалась равной от 9 до 10 Гц, в среднем 9,5 Гц.

При вращении рабочего колеса насоса обратная частота изменяется от 0 до 16,4 Гц, когда частота вращения увеличивается от 0 до 1000 об/мин. Таким образом, каждый пуск и останов насоса связан с прохождением критической (резонансной) «балочной» частоты, максимум амплитуды достигается при 600 об/мин. Если разгон насоса до номинальных оборотов занимает около 16 с, то останов свободно вращающегося двигателя с маховиком растягивается более, чем на 2 мин, так что для раскачивания насосного агрегата имеет несколько секунд при приближении к 600 об/мин и удалении от них. Насколько сильным бывает раскачиванием «балки», могут рассказать эксплуатационники, работающие с этими насосами. Во время проведения измерений на Курской АЭС В.В. Вазингеру об этом рассказал сотрудник станции Ю.Б. Горбашов, который сам оказался на верхней площадке насосного агрегата, во время его останова. Говорит, если бы не схватился за поручень, был бы сбит с ног.

В нашем случае убывание частоты вращения четырёх ГЦН (по два с северной и южной

насосной), запитанных от выбегающего ТГ8, происходило довольно медленно: на 1 Гц частота убывала за 4 секунды. Так совпало, что уставку по напряжению электродвигатели насосов достигли при частоте вращения вблизи 600 об/мин, т.е. вблизи или на критической «балочной» частоте. Приближаясь к этой частоте, насосные агрегаты раскачивались с возрастающей амплитудой. Колебания передавались на перекрытие ППБ и на трубопроводы циркуляционного контура. При срыве подачи ГЦН, запитанных от внешнего источника, эти четыре насоса удвоили амплитуду раскачивающихся насосных агрегатов: останавливаясь, они проходили через критическую частоту. Не забывая о том, что раскачиваются стотонные массы на перекрытиях ППБ, находим объяснение вибрации здания, так сильно ощущавшихся на БЩУ перед взрывом. Тем более, что южная насосная находится недалеко от БЩУ. Колебания передавались и на трубопроводы циркуляционного контура, возбуждение колебаний трубопроводов могло сопровождаться разнообразными звуковыми эффектами. Кавитационный срыв подачи насоса — тоже не бесшумное явление. Так что шумо-вибрационное оформление финальной части испытаний выбега ТГ было обеспечено в том числе и работой ГЦН.

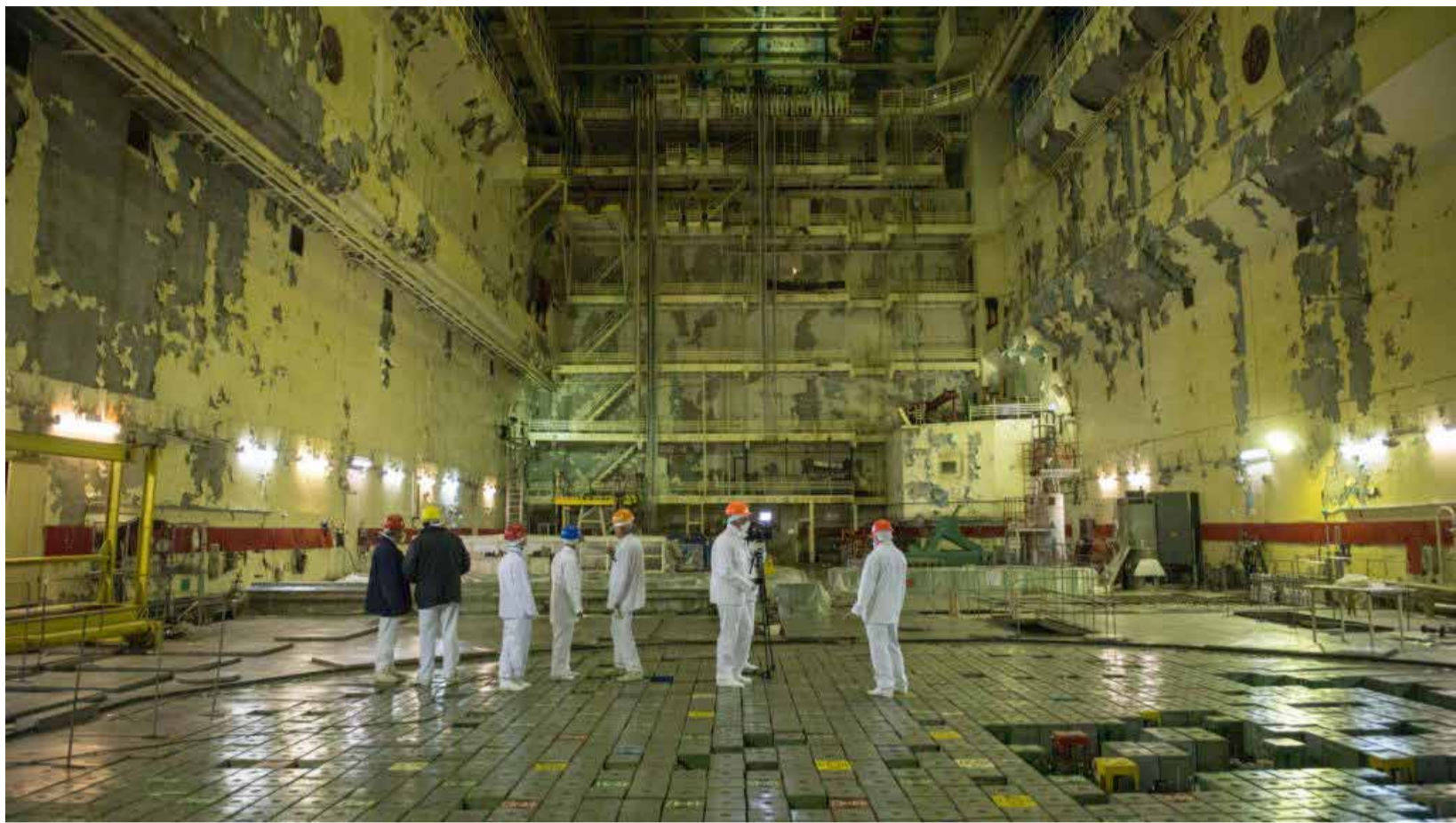
Реакция деления безинерционно отслеживает изменение плотности теплоносителя, т.е. скорость ввода реактивности равна скорости изменения плотности теплоносителя, последняя изменяется за счёт появления в потоке на входе ТК лёгкой фазы — пара. В начале испытаний в каналах реактора почти водяной режим. Происходит разотравление активной зоны за счёт распада и выжигания ксенона в относительно слабом нейтронном потоке — мощность — то на уровне МКУ. Недогрев теплоносителя на входе в ГЦН и за ними, т.е. перед ЗРК убывает — подача питводы почти полностью прекращается. На ЗРК с открытием менее 8 мм развивается кавитация [16]. Неравновесный пар не конденсируется в потоке воды за ЗРК, более того, падение давления в ВК за счёт гидравлического сопротивления делает пароводяной поток равновесным, при этом объёмное паросодержание может превышать 30% [17]. Пароводяной поток входит в ТК, в активную зону со скоростью (5–6) м/с. Это значит, что на первом нижнем метре высоты активной зоны за время не более 0,2 с произойдет резкий рост энерговыделения, который тут же увеличит паросодержание

за счёт захватного энерговыделения в воде. Это – дальнейший рост реактивности и интенсивности энерговыделения как в топливе, так и в стенке трубы ТК, что ускоряет разогрев и деградацию механических свойств материала труб ТК. Одновременно возрастает давление в ТК, так как диспергированное топливо усиливает испарение воды, создавая скачок давления в ТК и, как следствие, разрыв стенок труб. Никаких шансов сохранить целостность ТК в этой ситуации нет. Следует множественный разрыв труб ТК в нижней части. Поскольку это происходит на фоне высокого энерговыделения и при высоких температурах топлива разрыв приобретает форму полного разделения трубы, рис. 2. Остатки нижней части ТВС скачком давления вбиваются вниз, в переходник в стальной части ТК [28], либо выбрасываются в полость в кладке потока воды из подводящего трубопровода. Верхние части повреждённых ТВС остаются в ТК на подвесках, хорошо охлаждаемых потоком воды/пароводяной смеси из БС. Именно эти частично разрушенные ТВС послужат источником энергии для расплавления/выжигания четверти нижней плиты.

Первоначальный разрыв труб ТК мог быть ограничен парой десятков ТК, т. е. группой ТК, достаточной для образования критического объёма, однако процесс распространялся и до момента выброса активной зоны охватил весь юго-восточный квадрант. Скачка давления в реакторном пространстве от такого разрыва ТК более, чем достаточно для разрушения обечайки сх. КЖ, допустимое избыточное давление которой несколько больше 200 кПа. Теперь сильно перегретый пар с возрастающим по мере роста числа разорванных ТК расходом попадает в пространство между обечайкой сх. КЖ и кольцевым баком сх. Л, которое закрыто сверху и снизу компенсаторами тепловых расширений – гофрированными стальными листами, которые рушатся при перепадах давления более 80 кПа. Потоки пара устремляются как в подреакторные помещения и далее через 8 клапанов – в парораспределительный коридор (ПРК) бассейна-барботёра (ББ), так и вверх, в сепараторные помещения и центральный зал. Туда пар, а сначала просто воздух, из-под плитного настила может попасть через зазоры между съёмными блоками биологической защиты, которые установлены на головках всех ТК, так называемые «одинадцатые сборки». Перепад давления взвешивания такого блока не превышает 20 кПа (~0,2 кгс/см²). Так что, когда давление паро-воздушной смеси под плитным настилом превысило атмосферное на эти самые 20 кПа, съёмные блоки пришли в движение. Похоже, именно это и увидел В.И. Перевозченко [29], т.е. начальную стадию разрушения реактора.

Для стеновых панелей центрального зала избыточное давление разрушения составляет всего 2 кПа. С помощью [30, 31] максимальный расход течи был оценен как ~2000 кг/с, паровоздушная смесь растекалась по помещениям, полный объём которых составляет ~62000 м³. Так что без учета гидравлических сопротивлений избыточное давление в центральном зале через одну секунду составило бы 3 кПа. Учёт гидравлических сопротивлений и реального темпа нарастания расхода течи несколько увеличит время достижения этого давления. Таким образом, вслед за множественным разрывом ТК в юго-восточном секторе реактора происходит разрушение стеновых панелей центрального зала.

К окончанию выбега ТГ8 СИУР замечает быстрый рост мощности, начальник смены «метнулся к пульту, сбил защитный колапк, нажал кнопку аварийной защиты». Телетайп зафиксировал это событие в 1.23.39. Через две секунды система аварийной защиты обнаружилась превышение уставок по мощности и периоду реактора: в 1.23.41 появился сигнал АЗМ-АЗСР, а ещё через секунду началось разрушение электрооборудования в машзале [21]: рухнули первые плиты перекрытия машзала – на них сыпались обломки стеновых панелей шатра центрального зала. Похоже, что множественный разрыв ТК произошёл на сороковой секунде или даже раньше. При множественном разрыве ТК давление под



верхней плитой намного превысило так называемое давление взвешивания. Казалось бы, плита сх. Е вместе с подвешенными на ней топливными каналами должна двинуться вверх. Но этого не происходит. Пока. Разрыв ТК привёл к деформированию кладки вместе с трубами неповреждённых ТК, кладка принимает бочкообразную форму [32, 33]. Разрыв обечайки сх. КЖ на участке юго-восточного квадранта активной зоны создаёт перекосяк в деформировании колонн: усилие от истекающего в разрыв сх. КЖ перегретого пара или плазмы направлено на северо-запад. Изгиб целых труб ТК приводит к заклиниванию этих труб в трактах нижней плиты (зазор 1 мм) и заклиниванию графитовых блоков на изогнутых трубах. Эта реактивная сила передаётся через заклиненные трубы ТК на нижнюю плиту. Происходит защемление в соединениях нижней плиты с опорой сх. С, т.е. в результате такого глобального деформирования металлоконструкций и труб ТК возникает механическая связь верхней плиты с бетонным основанием. Только разорвав эту связь, можно выбросить сх. Е с активной зоной из шахты реактора. Именно это и происходило на протяжении последних секунд существования реактора. В активной зоне образовались две области, отличающиеся по составу и характеристикам: зона разрывов ТК, охватывающая всё большее число каналов в юго-восточном квадранте, и зона пока ещё целых топливных каналов. Состав и характеристики этих областей изменялись под действием таких событий как прекращение расходов в целых ТК и движения поглощающих стержней, которые вносили отрицательную реактивность, хотя медленнее и меньше, чем нужно для прекращения реакции деления. В разорванные ТК вода/пароводяная смесь поступала из БС, теряя по пути давление и увеличивая паросодержание, испаряясь и перегреваясь. Так что максимум, 100-процентное паросодержание приходилось на участок вблизи разрыва трубы, т.е. именно там вводилась наибольшая положительная реактивность и соответственно имело место наибольшее энерговыделение. О его масштабах можно судить по эффекту – полное расплавление/выжигание более четверти нижней плиты реактора, причём на ней ещё присутствовал слой графита, толщиной не менее торцевого отражателя. И всё это за несколько секунд. Зная сколько и каких материалов было расплавлено, нетрудно оценить необходимые затраты тепла. Так как разрыв ТК произошел в нижней части, можно предположить, что на нижней плите оставался слой графита высотой не более 1 м, из них 0,5 м – торцевой отражатель. Источник лучистого и конвективного тепла находится над этим слоем, поэтому графит служит тепловой защитой металла нижней плиты. «Графит яв-

ляется уникальным материалом, прочность которого растёт с повышением температуры от комнатной до 2400 °С примерно вдвое, а затем резко падает. При температуре 3200 °С графит полностью деградирует... становится неустойчивым и может рассыпаться при любом внешнем воздействии» [28]. При давлениях ниже 10 МПа графит может существовать только в твёрдой и газообразной форме. Температура возгонки (фазового перехода) 4350 °С, хотя реально процесс возгонки (абляция) начинается при более низких температурах.

В процессе разрушения нижней плиты графитовый слой подвергался тепловому и силовому воздействию высокоскоростного потока плазмы. Необходимая для устойчивого существования плазмы ионизация поддерживается потоком нейтронов и гамма-квантов. Тепловое воздействие группы струй плазмы состоит приблизительно из 80% излучения и 20% конвекции [34, 35]. О силе и характере совместного теплового и силового воздействия на графитовые блоки можно судить по состоянию найденных в подреакторном помещении остатков блоков бокового отражателя (фотографии в источниках 5, 8, 26). Стена из трёх рядов колонн бокового отражателя подверглась термосиловому разрушению перепадом давления и высокотемпературным потоком плазмы. Так что блоки потеряли до половины своей массы в результате уноса графита потоком плазмы.

Оценки теплового воздействия сделаны в расчёте на один ТК. Чтобы нагреть остатки графита на нижней плите (~ 80 кг на один ТК) до температуры 3200 °С, необходимо затратить 0,46 ГДж тепловой энергии. Для разогрева и расплавления стали и серпентинита – 1,1 ГДж. Полагая, что разогретый до 3200 °С графит разрушается под действием потока плазмы и выносится из-под активной зоны в подреакторные помещения, а сталь и серпентинит расплавляются и также выбрасываются в подреакторные помещения, можем сделать грубую оценку температуры топлива, фактически его паров, и величину возрастания мощности в области юго-восточного квадранта. Похоже, что весь процесс разрушения четверти нижней плиты не превышает 5 секунд. В этом случае испаряющееся топливо вблизи выхода (разрыва) каждого ТК должно иметь температуру не ниже 17000 К, а увеличение мощности в этой области не менее, чем до 160 номиналов. В составе лавообразных топливосодержащих масс в подреакторных помещениях было обнаружено не более 25 т топлива [5], что соответствует примерно 1/8 первоначальной загрузки активной зоны.

Когда область разрушения юго-восточного сектора нижней плиты стала выходить за его геометрические границы, высокотемператур-

ное воздействие от расплава и плазмы обрушилось на стойки опоры сх. С. Две из четырёх опорных стоек теряют несущую способность, опора теряет устойчивость. Нижняя плита весом 2600*0,75=2000 тонн повисает на целых ТК, а давление в полости разрыва (фактически давление в кладке) добавляет усилие, направленное вниз. На ТК появляется растягивающая нагрузка. Происходит множественный разрыв оставшихся ТК: часть потерявших прочность от перегрева рвётся по циркониевой части [28], другие отрываются от труб ВК по сварному шву [8, 26]. Массовый разрыв ТК создаёт скачок давления в пространстве между нижней плитой и активной зоной. Нижняя плита устремляется вниз, сминая листы опоры сх. С и «калачи» трубопроводов ВК, а активная зона, точнее верхняя плита с подвешенными на ней топливными и иными каналами вместе с графитом выбрасывается вверх, долетает до потолка центрального зала, обрывая по пути трубы ПВК, теряя воду, и там взрывается.

Для оценки природы и величины сил, действовавших в этом процессе, воспользуемся установленными фактами [5, 8]: 1) высота, на которой произошёл взрыв и 2) характер разрушения облицовки стен подреакторных помещений, а именно, прорыв, срез стальных листов на опорах.

Подъёмную силу можно представить как $F = G \cdot w + \Delta p \cdot s - F_{\text{сопр}}$, где G и w – соответственно массовый расход и скорость перегретого пара, смешанного с разрушающимся топливом, истекающего из разорванных ТК со стороны сепараторов пара;

Δp и s – перепад давления (избыточное давление в подреакторном помещении) и площадь поверхности верхней плиты;

$F_{\text{сопр}}$ – сила сопротивления при разрушении труб ПВК.

С другой стороны $F \cdot \Delta t = m \cdot (v_0 - 0)$

т.е. импульс силы равен изменению количества движения. Здесь m – взлетающая масса, v_0 – скорость, до которой масса разгоняется за время Δt .

Труба ПВК может быть разрушена различными способами: излом при разгибании колен, излом в контакте с кромкой верхней плиты, разрушение балки с заделкой в опорах. Кроме того, возможны отрывы трубы по сварному шву. Наименее энергозатратный первый способ: для разрушения трубы при её «выпрямлении» требуются разные усилия в зависимости от длины плеча, в среднем – 5 кН. Второй способ может иметь отношение только к трубам нижнего ряда ПВК, у других едва-ли будет возможность контактировать с верхней плитой при её подъёме. Для разрушения трубы здесь нужно приложить усилие 14 кН. Чтобы переломить трубу ПВК по меха-

низму хрупкого разрушения как балку, нужно усилие около 54 кН. При движении верхней плиты вверх прежде всего будет происходить вытягивание, «выпрямление» труб ПВК, поэтому наибольшие шансы для реализации у первого способа. К тому же он наименее энергозатратен. Так что примем $F_{\text{сопр}} = 5 \cdot 1600 = 8 \text{ МН}$. Для реактивной силы, создаваемой истечением из разорванного ТК, сделаем максимальную оценку. Будем считать, что в выходном сечении достигается критическая скорость:

$$F_p = G \cdot w$$

Тогда для перегретого пара:

$$F_p = 1.13 \cdot f \cdot P_{\text{ТК}}$$

где $P_{\text{ТК}}$ — давление в ТК перед выходным сечением, площадь которого равна f .

Площадь проходного сечения трубы d_{y50} и топливного канала с ТВС почти одинаковы, тогда как для отрыва по сварному шву d_{y50} , так и по циркониевой части:

$$F_p = 0,226 \cdot 10^{-2} \cdot P_{\text{ТК}}$$

В расчётных исследованиях аварий [8] определялись параметры теплоносителя при разрывах трубопроводов циркуляционного контура, в том числе и труб ТК. Давление перед полным разрывом ТК внизу для потока со стороны БС составляет (1,5 - 2,0) МПа в зависимости от энтальпии. Тогда реактивная сила для одного ТК от 3,3 до 4,5 кН, или для всей активной зоны — от 5,5 до 7,5 МН.

Для взлетающей массы можно принять приблизительно 5500 т, куда входят 3600 т, воспринимаемые катковыми опорами, около 1500 т графита и около 400 т — масса, «подхваченной» разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ).

По известной высоте подъёма центра масс определим начальную скорость:

$$v_0 = \sqrt{2 \cdot g \cdot h} = 24,2 \text{ м/с}$$

Процесс разгона этой массы до скорости ио занял, по-видимому, не больше секунды, а давление действовало на всю площадь верхней плиты $S = 227 \text{ м}^2$. Тогда перепад давления составил $\Delta p = 0,6 \text{ МПа}$, т.е. в подреакторном помещении давление подскочило до 0,7 МПа. Этого давления оказалось достаточно, чтобы забросить активную зону под потолок ЦЗ. Кроме того, что этим импульсом давления была выброшена многотонная масса из реакторной шахты, им же был оставлен заметный след в подреакторном помещении. В частности, этой волной давления были резко прижаты к бетонной стене стальные листы толщиной 6 мм, которые закреплены сваркой на опорах высотой ~ 100 мм. Так что этот стомиллиметровый зазор исчез, а опоры с приваренными обрывками стального листа «выглядывают» наружу [5]. Произошло разрушение листа «на срез», как на ножницах. Сила, приходящаяся на единицу длины среза:

$$F_{\text{ср}} = \tau_p \cdot \delta$$

где $\tau_p = 0,6 \sigma_{\text{вр}}$ — касательное напряжение разрушения, для стали $20 \text{ авр} = 40 \text{ кгс/мм}^2$, тогда $\tau_p = 25 \text{ кгс/мм}^2$. Для перепада давления получим:

$$\Delta P = 15 \cdot 10^4 \frac{\text{кгс}}{\text{м}^2} = 15 \text{ атм или } \Delta P \approx 1,5 \text{ МПа}$$

При таком перепаде давления выталкивающая сила составит $F = 333 \text{ МН}$. Тогда при односекундной длительности импульса начальная скорость $v_0 = 60,5 \text{ м/с}$, а возможная высота подъёма 187 м. Таким образом, активная зона взорвалась по пути к этой высоте. Очевидно, при подъёме до 30 м оказались оборваны почти все трубы ПВК и контура СУЗ, что привело к полному обезвоживанию ТК и частично — каналов СУЗ. А это уже означало, что ввелась положительная реактивность больше 5β (β — доля запаздывающих нейтронов).

Чем это закончилось

Верхняя плита с активной зоной, поднимаясь из реакторной шахты, западным краем цепляет контейнер РЗМ (более 400 т). Так что кроме поступательного движения вверх появляется вращательное движение. В результате, под потолком ЦЗ перед взрывом верхняя плита оказывается повернутой почти на 90°, так что нижний торец активной зоны теперь «смотрит» в сторону третьего блока, на вентиляционную трубу. В этом положении происходит взрыв.

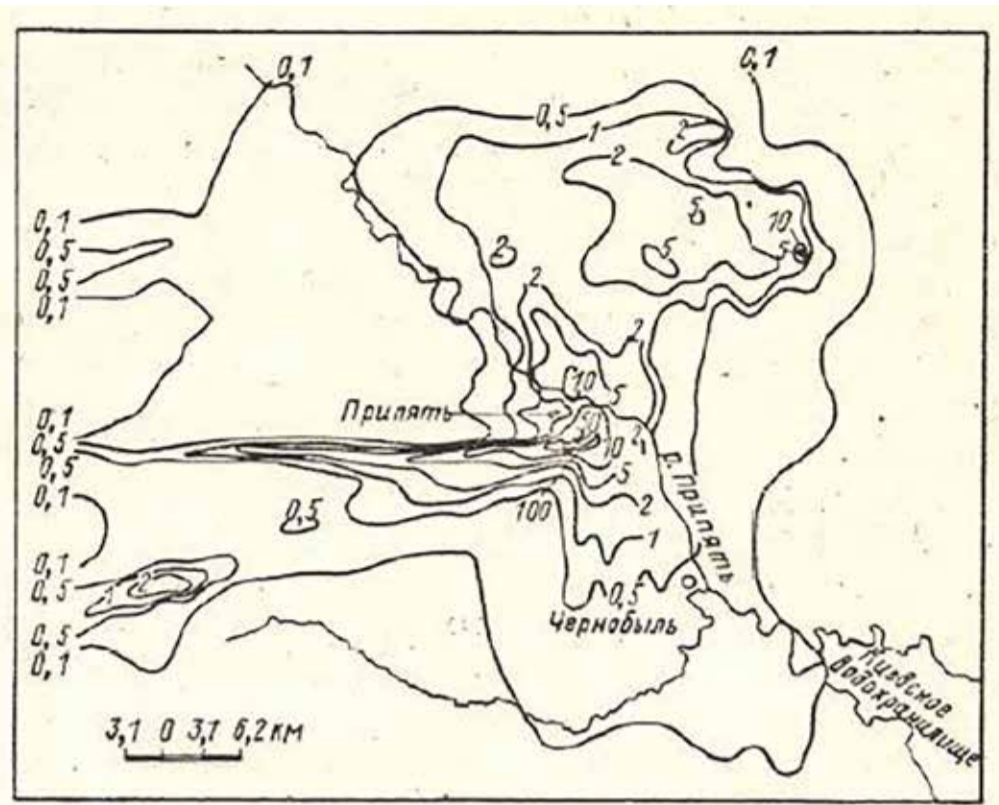


Рисунок 3 — Карта γ -поля (МР/ч) на 1 мая 1987 г.

Что за взрыв — послушаем члена аварийной комиссии от Минэнерго, директора ВНИИАЭС А.А. Абагяна [36]: «... на одном из заседаний Правительственной комиссии — я это отчётливо помню — В.А. Сидоренко, который был заместителем председателя Госатомэнергонадзора, докладывал, что принципиальным является осознание комиссией факта разгона на мгновенных нейтронах. Это очень принципиальное утверждение. Потом от этого заключения ушли. Старались не говорить, что это был ядерный взрыв. А ведь если подходить строго научно, то это был именно разгон на мгновенных нейтронах, т.е. реактивность была больше, чем доля запаздывающих нейтронов». Потом стали называть тепловым взрывом, не уточняя, что именно взорвалось.

Ядерный взрыв — это одна из разновидностей теплового взрыва, просто здесь тепло производится за счёт цепной ядерной реакции, а не за счёт химических превращений, как в обычных взрывчатых веществах. Конечно, этот взрыв отличается от взрыва классического ядерного боеприпаса, в котором «взрывчатка» слегка разбавлена неделящимся изотопом. В нашем случае неделящегося изотопа примерно в 50 раз больше, кроме того присутствует графит (по объёму в 30 раз больше топлива), который в твёрдом состоянии имеет теплоёмкость в 7 раз больше, чем диоксид урана. Поэтому здесь недостижимы те миллионные уровни температур и давлений, которые характерны для классического ядерного взрыва. Тем не менее, по результатам разнообразных исследований можно заключить, что давление в центре взрыва было не ниже 200 МПа, а температура достигала десятков тысяч градусов. Мощность взрыва, который произошёл под потолком ЦЗ, оценивается как (100–150) тонн ТНТ [5, 8].

Перемешивание диспергированного и расплавленного топлива с пылеобразным графитом приводило к снижению температуры. Превращению графитовых блоков в мелкодисперсную пыль содействовали два процесса — силовой и тепловой, который тоже превращался в силовой. В квадратной решётке с шагом 250 мм взрываются топливные каналы, цилиндрические ударные волны распространяются в графите навстречу друг другу, усиливая импульсы давления при встрече. За волной сжатия следует волна разрежения. Одновременно происходит всплеск температуры графита за счёт захватного энерговыделения и теплообмена с топливом, а также за счёт сжатия. Графит — материал пористый, до 27% объёма — это поры микронного размера, заполненные газом. Разогрев этого газа повышает давление в порах, создавая разрушающее усилие [28]. Как видим, при взрыве устройства такой конфигурации создаются прекрасные условия для мгновенного перемалывания графита. Размеры частиц — кроме испарившегося графита — от микронов,

это ближе к центру активной зоны до долей миллиметра и целых блоков бокового отражателя, это ближе к периферии активной зоны. Из разнообразных проявлений взрыва для нашего анализа наибольший интерес представляет термик. Образовавшийся при взрыве термик подхватывал всю эту пыль вместе с диспергированным, расплавленным и частично испарившимся топливом и устремил её вверх на сотни метров. Вот тут-то испарившийся и мелкодисперсный раскалённый графит мог прореагировать с кислородом воздуха, подхваченного термиком. Это увеличило температуру термика, увеличивая высоту заброса радиоактивности. Дувший в эту ночь ветер с востока (около 3 м/с вблизи земной поверхности [37]) «уложил» этот пылевой столб на запад от станции длинным чёрным клином. Эту картинку продемонстрировал профессор М. Голдман во время работы Международной рабочей группы по тяжёлым авариям в Дагомьсе [38]. Он показал фотоснимок ЧАЭС, сделанный спутником LANDSAT-5 29 апреля 1986 г. [36]. На снимке — длинный чёрный клин, протянувшийся на запад от АЭС. Он спросил: «Что это? Графит?». Мы должны были согласиться. То, что он перемешан с топливом, никто не отрицал. Всем было понятно, что трёх-пятипроцентный выброс радиоактивных веществ за пределы АЭС — это политическое решение, никак не связанное с реальностью. Этот чёрный клин, конечно, оставил след, рис. 3 [37]. На его пути оказался и основной лес, который потом стал рыжим.

Судя по распределению мощности дозы, топливная пыль, как наиболее тяжёлая, выпала в ближайшей окрестности станции, а менее радиоактивная и лёгкая графитовая пыль улетела более, чем на 40 км на запад. «Летальные эффекты облучения сосен при $D > 1000$ рад визуально проявились к концу лета 1986 г. В течение последующего осенне-зимнего периода площадь погибшего лесного массива, примыкающего с запада к промплощадке АЭС, достигла 400 га». Так что гореть после аварии в шахте реактора было нечему.

В центральном зале было достаточно горючего материала — это сотни килограммов изоляции кабелей мостового крана и РЗМ, пластикат на полу. Сначала было непонятно, как удалось оставить в шахте реактора большую часть графитовой кладки и топлива, если предполагали множественный взрыв ТК наверху с подъёмом/сдвигом верхней плиты. В этом случае топливо, разрушенные в верхней части ТВС должны были быть выброшены из активной зоны потоком теплоносителя снизу. После этого говорить о горении кладки, которую заливает водой/паровойной смесью, затруднительно. Её даже поджечь нечем. Однако «выход» был найден. В «Итоговом докладе Международной консультативной группы по ядерной безопасности» [39] в разделе 5 «Описание аварии» находим:

«Выделение энергии сдвинуло 1000-тонную защитную крышку реактора и привело к тому, что были срезаны все каналы охлаждения по обеим сторонам активной зоны реактора. Через 2–3 секунды был услышан второй взрыв, и горячие куски реактора были выброшены из разрушенного здания. До сих пор неясно, какую роль мог бы сыграть в этом взрыве водород.

Разрушение реактора обеспечило доступ воздуха, который, соответственно, привёл к горению графита». Т.е. неведомые силы «срезали» топливные каналы внизу, прекратив подачу воды в активную зону. В этом случае можно надеяться на то, что большая часть топлива останется в активной зоне. Но! Авторы «забыли», что в тот момент реактор обладал большим пустотным эффектом. Вместо ожидавшегося имми горения мог произойти взрыв в шахте реактора с разрушением бака биологической защиты, сх. Л. Поскольку этого не произошло, можно было говорить о горении графита в реакторной шахте, взрыве неизвестно чего (водорода?) и выбросе радиоактивности на уровне 3%. Такая «ложь во спасение»... мировой атомной энергетики.

Источники: 1. В. А. Легасов Из сегодня — в завтра. Мысли вслух. М. Аврора, 1996. 2. В. А. Легасов Об аварии на Чернобыльской АЭС (текст кассеты № 1). www.Royalib.com 3. В. П. Александров, О. Ю. Новосельский, А. Ф. Финякин О проблеме горения графитовой кладки РБМК, препринт НИКИЭТ ЕТ-07/74, М. ГУП НИКИЭТ, 2007. 4. В. М. Федулenco ЧАЭС: авария, потрясшая мир. «Энергия: экономика, техника, экология», № 4, 2006 с. 10–20. 5. Ю. М. Черкашов и др. Состояние 4-го энергоблока ЧАЭС после аварии. «Уроки Чернобыля. Технические аспекты», Международный семинар, Десногорск, 15–19 апреля 1996 г. Сб. докладов, том 2, с. 224–251. 6. Р. Н. Давлетбаев Последняя смена // Чернобыль десять лет спустя. Неизбежность или случайность? М. Энергоатомиздат, 1995, с. 366. 7. Н. А. Доллежал, Н. Я. Емельянов Канальный ядерный энергетический реактор. М. Атомиздат, 1980 г. 8. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. Под общей редакцией Ю. М. Черкашова, М. ГУП НИКИЭТ, 2006 г. 9. О. Ю. Новосельский. Причины чернобыльской аварии. Доллежалевские чтения, 1 цикл, сб. лекций и презентаций, М. НИКИЭТ, 2018 г. с. 8–45. 10. Nuclear News, December 1987, p. 67–68. 11. O. R. Fletcher et al. Simulation of the Chernobyl accident. — Nucl. Eng. And Design. 1988. v.105, p. 157–172. 12. МАГАТЭ INSAG-7. Чернобыльская авария: дополнение к INSAG-1, Вена, 1993 г. 13. Н. А. Доллежал Об энергетическом уран-графитовом реакторе и об одной из версий аварии 26 апреля 1986 г. На 4-м энергоблоке Чернобыльской атомной станции. Препринт НИКИЭТ, ЕТ-95/01, М. НИКИЭТ, 1995 г. 14. Н. И. Беззатченко и др. Моделирование аварии на ЧАЭС — Обзор по материалам зарубежной печати. ИАЭ им. Курчатова, М. 1991 г. 15. Е. О. Адамов и др. Оценка качественных эффектов возможных возмущений во время аварии на ЧАЭС. Первая международная рабочая группа по тяжёлым авариям и их последствиям. М. Наука, 1990 г., с. 48–68. 16. О. Ю. Новосельский, Л. И. Колганова. Кавитационная модель кризиса течения недогретой воды. «Атомная энергия», т. 112, вып. 1, январь 2012, с. 3–12. 17. О. Ю. Новосельский и др. Определение начала кризиса течения в запорно-регулирующем клапане с помощью трехмерного теплогидравлического кода. — «Теплоэнергетика», 2007, № 11, с. 56–61. 18. L. Nordstrom. Was pump cavitation the key to Chernobyl? Nucl. Eng. Jnt., v.33, № 406, May 1988 p. 18–19. 19. А. П. Юфин Гидравлика, гидравлические машины и гидропривод. М. Высшая школа, 1965 г. 20. www.accident.ru 21. О. Ю. Новосельский. Легенда об аварийной защите, взорвавшейся ядерный реактор. «Атомная стратегия», № 121, 2016 г. 22. А. А. Боровой и др. Состояние 4-го блока ЧАЭС и ядерного топлива, находящегося в нём (по результатам исследования 1988–1989 г.). Препринт ИАЭ, КЗ, Чернобыль, 1990 г. 23. А. Н. Киселёв и др. Послеаварийное обследование реактора 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС «Атомная энергия», т. 80, вып. 4, 1996 г., с. 240–247. 24. А. Н. Киселёв и др. Лавообразные топливосодержащие массы. «Атомная энергия», т. 80, вып. 4, 1996 г., с. 280–292. 25. K. P. Snehgerov. Reconstruction of accident. — Jn: Proc. Of the European East — West Symp. On Materials and Processes (Mat-Tech-91), May 26–30, 1991, Helsinki. 26. О. Ю. Новосельский, Ю. М. Черкашов, К. П. Черев. Технические аспекты аварии на 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС. Препринт НИКИЭТ ЕТ-05/70, М. НИКИЭТ, 2005 г. 27. А. Н. Киселёв, К. П. Черев. Модель процесса разрушения реактора 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС. «Атомная энергия», т. 91, вып. 6, декабрь 2001 г. 28. П. А. Платонов. О процессе разрушения активной зоны реактора 4 блока ЧАЭС (Ретроспективный анализ экспериментов и фактов). Препринт ИАЭ-6486/11, М. 2007 г. 29. Г. И. Медведев. Чернобыльская трагедия. М. Молодая гвардия, 1989 г. 30. Б. А. Габараев и др. Расчётно-экспериментальное исследование критических расходов в соплах. Труды семинара СЭВ «Теплофизика-82», Карловы Вары, СЧР, 1982, т. 1, с. 183. 31. Report the US Department of the Energy Team Analyses of the Chernobyl-4 Atomic Energy Station Accident Sequences. November 1986. 32. С. Л. Соловьев и др. Комплексный анализ механических и теплогидравлических процессов в графитовой кладке канального реактора при аварийном разрыве топливного канала. «Атомная энергия», т. 94, вып. 2, февраль 2003 г. 33. Г. В. Циклаури и др. Анализ проблем, возникающих при разрывах технологических каналов РБМК-1000. «Уроки Чернобыля. Технические аспекты» Международный семинар, Десногорск, 15–19 апреля 1996. Сб. докладов. Том 2, с. 299–306. 34. Л. М. Биберман и др. Кинетика неравновесной низкотемпературной плазмы. М. 1983. 35. А. В. Зайцев. Гидродинамика и теплообмен в системах импульсных газовых струй, сформированных чередующимися соплами с разной формой поперечного сечения. Канд. Диссертация, Екатеринбург, УГТУ, 2005. 36. А. А. Карасюк, А. И. Сидоренко. Вокруг Чернобыля: диалоги с учёными. ИздАТ, М. 1991 г. 37. В. Г. Асмолов и др. Авария на Чернобыльской АЭС: год спустя. «Атомная энергия», т. 64, вып. 1, январь 1988 г. 38. Первая международная рабочая группа по тяжёлым авариям и их последствиям, 30.10–03.11.1989, Дагомьс, Сочи, СССР, М. Наука, 1990. 39. МАГАТЭ. Итоговый доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности на совещании по расследованию причин и последствий аварии в Чернобыле. Вена, 30.08–5.09.1986 г.



Н.Я. Щербина,
д.т.н., с.н.с. ПНИИ
ВМПИ ВУНЦ ВМФ
«ВМА»



М.В. Костыга,
кап. 1 ранга, нач.
кафедры ВМПИ
ВУНЦ ВМФ «ВМА»

О предупреждении аварий на сложном объекте

От поколения к поколению совершенствуется: надёжность технических средств, системы осмотров и ремонтов, диагностики состояния технических средств, подготовки специалистов, однако повседневная практика эксплуатации сложных технических систем вносит свои поправки авариями и катастрофами.

Современный промышленный объект, корабль, самолет со значительным числом функциональных комплексов, систем автоматического управления, информационной поддержки и обслуживающим их персоналом представляют собой сложную организационно-техническую систему (СОТС). В общем случае развитие любого аварийного события во многом связано с техническим и эргатическим фактором, с фактором воздействия внешней среды и временем, что может быть представлено выражением вида (1):

$$AC = f(\Phi_1, \Phi_2, \Phi_3, t) \quad (1)$$

где: AC – аварийное событие (авария, отказ, поломка и пр.); Φ_1 – параметр, характеризующий воздействие человеческого фактора; Φ_2 – параметр, характеризующий воздействие технического фактора; Φ_3 – параметр, характеризующий воздействие среды; t – параметр, характеризующий время.

В основе факторов (Φ_1, \dots, Φ_n) – разнообразие причин, встречающихся в практике эксплуатации.

$$\Phi_j = f(P_j), \text{ где } j = 1, N$$

Человек может выступать и как фактор борьбы с аварией, и как ее причина (P_j). Фактор, вызываемый причинами технического характера (P_j), обусловлен показателями и параметрами безопасности, надёжности, живучести и пр. Фактор, связанный с воздействием внешней среды, обусловлен множеством причин (P_c), начиная с воздействия сил природы и пр. Таким образом, аварийное событие, развивающееся во времени, можно представить выражением вида (2):

$$AC = [\Phi_1 P_1 \Phi_2 P_2 \Phi_3 P_3] t \quad (2)$$

Если рассматривать аварийное событие как функцию одних причин (P_1, P_2, P_3) и времени t , то выражение (2) принимает вид:

$$AC = [P_1 P_2 \dots P_k, P_1 P_2 \dots P_c P_3 \dots P_n] t \quad (3)$$

где k, n – число причин, связанных с деятельностью обслуживающего персонала, техникой, воздействием среды и временем.

Гарантировать вероятность исключения аварийного события СОТС практически невозможно при вероятностных показателях надёжности, безопасности и живучести объекта меньше единицы. Резерв в возможности исключения аварийного события заключается в заблаговременном определении и оценке отклонений в состоянии систем, функциональных комплексов (любого объекта) на стадии их перехода в аномальное состояние. Под аномальным состоянием любого объекта следует понимать устойчивые отклонения значений одного или нескольких технологических параметров от установленных, определяющих его нормальный режим работы, в результате чего может произойти аварийное событие.

Аномальное состояние любого объекта управления соответствует латентному периоду развития аварийной ситуации, такому, когда аварийная ситуация развивается с той или иной интенсивностью, но еще не зафиксирована средствами традиционного допускового контроля: сигнализация отклонения («предупредительная» и «аварийная») еще не сработала, человеком или средствами автоматизации не включен в действие противоаварийный защитный алгоритм.

В латентном периоде состояние объекта такое, что даже если что-то и происходит, то, как показывает практика эксплуатации, лицо принимающее решение (ЛПР) не всегда на это реагирует, вполне обоснованно считая состояние его управления нормальным. Как показал анализ

продолжительности времени латентного периода развития аномального состояния на примере резонансных аварий СОТС, оно может длиться от минимального значения в несколько минут до нескольких часов. Недооценка аномального состояния и непринятие превентивных мер ЛПР на борьбу за живучесть по локализации аварийной ситуации до достижения ею порогового значения, приводила к самым тяжелым последствиям вплоть до катастроф и гибели людей.

Например, согласно ряду исследований, частота морских происшествий подводных лодок зарубежных ВМС и отечественных ПЛ одного порядка, и составляет значение 3×10^{-3} /кор. год, а частота происшествий с кораблями ВМФ, ВМС и зарубежными кораблями с ЯЭУ на порядок выше (4–6) $\times 10^{-2}$ /кор. год.

Объединяющей особенностью многих катастроф и других резонансных тяжелых аварий являлось принятие решения о борьбе за живучесть после наступления критического состояния функциональных комплексов и систем, несмотря на то, часть из них длительное время находилась в работоспособном состоянии, позволяющем заблаговременно принимать превентивное решение на борьбу за живучесть, прогнозируя возможное развитие события.

Анализ практики эксплуатации СОТС свидетельствует о том, что реакция ЛПР на борьбу за живучесть при изменении контрольных параметров систем во многих случаях наступает по «классическим канонам», вследствие срабатывания «предупредительной» и «аварийной» сигнализации, введенных в те времена, когда это было единственным «спасением» при отсутствии должных средств диагностики, автоматизации процессов управления. Главным компьютером оставался человеческий мозг с его достоинствами и недостатками. А это, как правило, потеря драгоценного времени для принятия превентивных мер и решения по восстановлению заданного значения параметров системы до достижения ими порогового критического значения.

При компьютеризации систем управления СОТС за счет, созданных систем автоматического управления и систем информационной поддержки,

обладающих информацией от разветвленной сети контрольно-измерительных приборов, созданы предпосылки для более точной оценки развития аварийной ситуации до достижения ею критического состояния, используя для этой цели компьютерные технологии, математику, физику, математические и имитационные модели с учетом организационных, эргатических и др. процессов.

На взгляд авторов, задачей системы информационной поддержки является акцентировать внимание ЛПР (например, оператора управления техническими средствами) на то, что аномалия активно развивается, что пошел отсчет времени на своевременное (упреждающее) распознавание аномального состояния системы и принятие соответствующего решения. Объем, содержание и форма представления информации должны позволить ЛПР, не ожидая срабатывания «предупредительной» и/или «аварийной» сигнализации, быть готовым парировать событие до перехода системы в критическое состояние.

Несмотря на внедрение современных систем информационной поддержки в различных областях, в их структуре не всегда предусмотрен «предупреждающий мониторинг, направленный на ликвидацию внезапности возникновения аварийных ситуаций с помощью требующих разработки и внедрения на объектах систем автоматизированного контроля за скоростью (ускорением) изменений параметров, определяющих обстановку, выдающих заблаговременно соответствующие рекомендации, а также систем контроля состояния технических средств, позволяющий выявлять предаварийное состояние технических средств и обнаруживать их на ранних стадиях».

Авторская методика экспресс-оценки «докритического времени» развития аварийной ситуации

Авторская методика экспресс-оценки «докритического времени» развития аварийной ситуации предполагает следующие определения:

- коэффициента угрозы развития аварийной ситуации – K_y в численном виде с целью включения в работу программно-аппарат-

ного комплекса и формирования на его основе соответствующей предикторной информации по локализации и ликвидации аварийной ситуации;

- численного значения «докритического времени» – $T_{кр}$ развития аварийной ситуации по изменению контролируемых параметров от его/их нормального значения – x_n до угрожаемого значения – x_y по скорости и ускорению ее развития с целью принятия превентивного решения на борьбу за живучесть до перехода аварийной ситуации в аварию в результате срабатывания аварийной защиты (по сигналам «предупредительной» и «аварийной» сигнализации).

Коэффициент угрозы – K_y для любого (обобщенного) параметра в численном виде представляет собой предел отношения нормального значения параметра – x_n к параметру предельного его значения – x_y при условии, когда x_n стремится к значению x_y . При этом значение параметра x_n соответствует отсутствию угрозы ($K_y = 0$), а значение параметра $x_n = x_y$ соответствует угрозе ($K_y = 1$).

Таким образом, методика экспресс-оценки «докритического времени» наступления аварийной ситуации (с возможностью формирования «подсказки» для ЛПР, используя предикторную информацию от аппаратных средств функциональных комплексов) позволяет оперировать значениями: коэффициента угрозы – K_y ; численного значения «докритического времени» – $T_{кр}$.

Экспресс-оценка свершившейся аварии может быть получена при выполнении условия:

$$x_n \geq x_y, \text{ где: } x_n \text{ нормальное значение контролируемого параметра; } x_y \text{ – угрожаемое значение параметра.}$$

Обобщенный алгоритм определения и оценки аномального состояния по одному из формализованных параметров может быть представлен в следующем виде (рис. 1).

Выполнение алгоритма предполагает наличие:

- датчиков и показывающих приборов из состава аппаратных средств, обеспечивающих ЛПР предикторной информацией;
- блока преобразователей, модулей, программ, проводящих обнаружение аварийной ситуации, измеряющих скорость изменения контролируемых параметров, ее изменение (ускорение), определяющих время до достижения критического значения контролируемого параметра и выдачу рекомендаций ЛПР на локализацию и ликвидацию аварийного события.

Система информационной поддержки, обладающая такими свойствами и возможностями, – это новый уровень организации борьбы за живучесть и работы по предупреждению аварийности.

Заключение

1. Обнаружение и своевременное предотвращение процессов развития аварийной ситуации в зоне устойчивого развития аномального состояния объекта позволит решать основную, наиболее актуальную для современных СОТС, функциональных комплексов задачу – предупреждение аварий.

2. Выполнение предлагаемых доработок систем информационной поддержки, по мнению авторов, может позволить существенно снизить потенциальную опасность аварийных ситуаций и риск для техники и обслуживающего персонала, и, тем самым, обеспечит эксплуатационную безопасность на подконтрольном уровне.

Список источников. 1. Бубнов Е.А. Системы информационной поддержки корабельного оператора технических средств СПб: Изд-во СПбГЭТУ «ЛЭТИ», 2014. 2. Лисин С.А. Хронология аварий и катастроф отечественных подводных лодок. – СПб: «Галей Принт», 2011. 3. Петров, С.А. Обеспечение ядерной безопасности корабельного ядерного реакторного оборудования ВМС зарубежных государств. Учебное пособие/ С.А. Петров. – СПб: ВМПИ, 2002. – 323 с. 4. Романов, Д.А. Трагедия подводной лодки «Комсомолец»: Аргументы конструктора/ Д.А. Романов. – СПб.: НИКА, 2009. – 432 с. 5. Чернов, Е.Д. Тайны подводных катастроф. К-429, К-219, К-278, К-141. – СПб.: НИКА, 2008. – 643 с. 6. Щербина Н.Я. К оценке безопасности эксплуатации транспортных ядерных энергетических установок. // Морской вестник. – 2013. № 2 (46). – СПб.: 55-57 с.

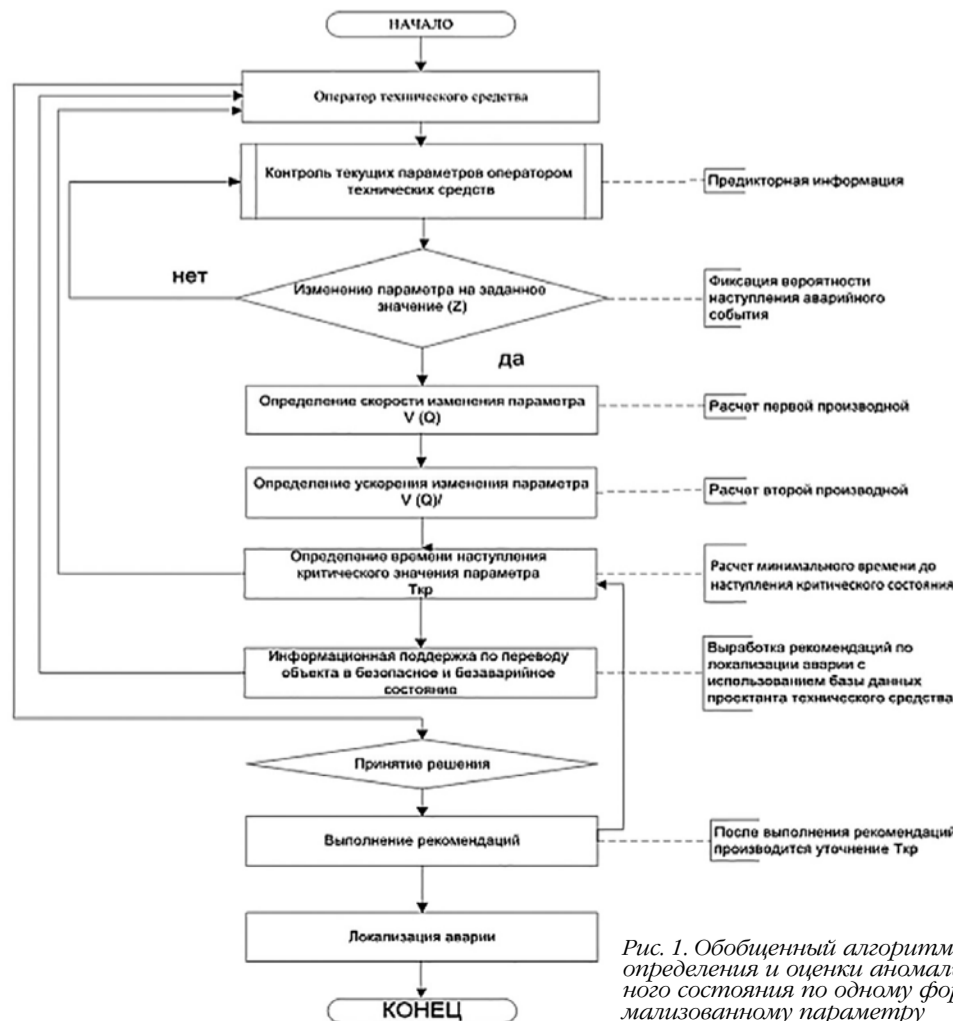


Рис. 1. Обобщенный алгоритм определения и оценки аномального состояния по одному формализованному параметру



Д.Л. Подушков,
депутат Удомельской
городской Думы,
фракция КПРФ

Медицина Удомли: будем лечить или пусть живет?

12 февраля в актовом зале администрации Удомельского городского округа (УГО) состоялось заседание Удомельской городской Думы по вопросам: 1). О МЕДИЦИНСКОМ ОБСЛУЖИВАНИИ населения УГО. 2). О СОДЕРЖАНИИ ТЕРРИТОРИИ УГО (дорожная сеть, благоустройство и проч.).

Зал был полон впервые за многие годы, на рассмотрение актуальных вопросов пришло много жителей округа. С сообщением по первому вопросу выступил главврач ЦМСЧ-141 **Ю.Д. Голубев**.

Его выступление можно свести к двум основным тезисам:

– ЦМСЧ-141 со своими задачами в целом справляется;

– Главная проблема – нехватка кадров и ситуация будет усугубляться. По врачам ЦМСЧ укомплектована на 58%, по среднему и младшему медперсоналу – на 68%. Средняя зарплата врачей – 60.000 руб., медсестёр – 38.000, санитарок – 30.000 руб. Врачи не хотят ехать в Удомлю. Это связано с неудовлетворительной образовательной политикой в России – выпускники медвузов не едут в провинцию, а сразу в крупные города и в частные клиники, где зарплаты выше. И много врачей уехало из Удомли в последние годы.

Затем депутаты и все присутствующие задавали вопросы и выступали. Обсуждение было настолько напряжённым, вопрос буквально ЖИЗНИ и СМЕРТИ для ВСЕХ жителей Удомли, что до конца Дума его рассмотреть так и не смогла, и взяла перерыв, чтобы подготовить по нему выверенный проект решения. Продолжение заседания было перенесено на 18 ФЕВРАЛЯ.

Обсуждение (отдельные выступления)

**Д.Л. Подушков, депутат
Удомельской городской Думы,
фракция КПРФ:**

– Из уст главврача, в итоге, мы не услышали ничего оптимистичного, а только констатацию: сейчас плохо, а будет ещё хуже (во время этих слов я увидел, как Голубев в знак согласия кивал головой). Главврач получает огромную зарплату, но при этом ничего не предлагает действительно для улучшения ситуации, а только обвиняет в проблемах вышестоящие уровни власти.

– Демографическая ситуация в УГО также наглядно свидетельствует об остром неблагополучии в Удомле и в медицине в частности – на 1 родившегося – 2 умерших (читайте о демографии ниже).

– Удивительно, что на рассмотрении столь важного для Удомли и КАЭС вопроса отсутствует руководство КАЭС и профсоюзной организации КАЭС. Между тем, по моему мнению, состояние медицины в Удомле наряду с другими факторами влияет на закрепление кадров на КАЭС.

– «Партия власти» сама поставила СЕБЕ НЕГАТИВНУЮ оценку за свою работу в сфере здравоохранения. «ГУ» опубликовал эти потрясающие откровения: Президент России ВВ. Путин, совещание 20.08.2019 г. в Кремле: «...В ПЕРВИЧНОМ ЗВЕНЕ медицины ПРОВАЛ»; Д.А. Мед-



ведев, председатель Правительства РФ, председатель партии «Единая Россия», 5.12.2019 г.: «Общее состояние первичной сети [в медицине] в целом ряде регионов УДРУЧАЮЩЕЕ ... всё это ГРУСТНО...»; Т.А. Голикова, зампреда Правительства РФ по вопросам соцполитики, 24.12.2019 г. в прямом эфире телеканала «Россия»: «Во многих регионах страны оптимизация здравоохранения была ПРОВЕДЕНА УЖАСНО! И качество, и доступность услуг в здравоохранении резко УХУДШИЛИСЬ!» – Вот это всё мы в удомельской медицине и видим! Ещё раз, эти оценки дала САМА ВЛАСТЬ, а КПРФ и др. оппозиционные силы давно предупреждали её о том, что «реформы и оптимизация» здравоохранения этим и кончатся! И ухудшения происходят в т.ч. потому, что низовые уровни власти не сообщают вышестоящим об истинной ситуации, а приукрашивают её.

– Министерство здравоохранения Тверской области, по моему мнению, полностью УСТРАНИЛОСЬ от решения проблем медицины в УГО, т.к. считает, что на территории УГО ответственность за неё несёт ФМБА. Но разве в Удомле живут какие-то другие граждане России? Согласно опроса правительства ТО проведённого в 2019 г. («ГУ» опубликует его полностью в следующих номерах), на территории УГО недовольны качеством медицины – 77% населения, довольны только 13%, затруднились ответить – 10%. Тогда для кого правительство проводит опрос и почему не реагирует на его результаты?

– Хватит лукавить про «средние зарплаты по больнице» – нормальные полноценные, позволяющие нормально жить зарплаты работники должны получать за 8-ми часовой рабочий день, а не за двойные-тройные переработки...

– Голубев говорит про необходимость выделения администрацией и КАЭС новых квартир для медработников, но ЦМСЧ теряет кадры, у которых уже были квартиры! Люди уходят из-за нездорового морально-психологического климата в коллективе, за который ответственен главврач.

– Считаю, что Удомельская Дума должна дать «неудовлетворительную» оценку состоянию медицины и работе руководства ЦМСЧ-141, направить мнение Думы в Министерство здравоохранения РФ, настаивать на смене главврача. Отметить, что приглашённые представители ФМБА на обсуждение не явились...

**Журавлева А.В., депутат
Удомельской городской Думы,
фракция «ЕР»:**

– Два месяца лежала в ЦМСЧ – изнутри коллектива идет много негатива в отношении руководства, руководству необходимо задуматься об этом и менять микроклимат в коллективе...

– ЦМСЧ не создает отделения паллиативной помощи. (Имеется ввиду койки сестринского ухода для пожилых людей).

– Диспансеризация ветеранов ВОВ в 2019 г. произведена не в полном объеме.

– Невозможно записаться в областную больницу по электронной записи, в ЦМСЧ-141 тоже большие проблемы с записью.

Чучина Т.В., депутат Удомельской Думы, фракция КПРФ:

– Этот вопрос надо было уже давно поднимать, а не дожидаться полного разорения. Ушли лучшие специалисты! И это район, где находится АЭС, где должен быть всегда полный комплект врачей! Но зато господин Голубев заботится о террористах – поставил электронные двери между отделениями и больные люди должны их обходить выходя на улицу. А вместо прикроватных тумбочек стоят табуретки и матрасы времён СССР... Молчать нельзя уже, это безобразие просто зашкаливает! Дойдет и до КАЭС, там уже штат не укомплектован, особенно рабочих профессий, да и работают далеко не асы, и все это до первого случая, сейчас все с высшим образованием и сразу в начальники, а раньше начинали с низов, чтобы понимать всю работу. Раньше учились в спецучилищах, а сейчас этих заведений и нет – одни институты. Развалили всю систему...

Высказывания в Интернет после заседания

**Кухарева Т.В. (на сайте:
www.facebook.com/dmitriy.
podushkov):**

– Да, людей довели до края. Но, как вы думаете, почему Ю.Д. Голубев, при всей организованности им самим? или нашим правитель-

ством? оптимизации Удомельского здравоохранения всё еще находится на своей должности? Может просто потому, что позволяет система? Сняли Медведева, поставили Мишустина. Уберут Голубева, поставят какого-нибудь Голубкина. И все останется по-прежнему. А не страшно жить под боком атомного гиганта, оптимизация персонала которого началась еще в 2008 году? Это называлось омоложением персонала. А знаете, мы сами допустили этих людоедов до власти. На митинги, организованные Удомельским отделением КПРФ, кто приходит? Полторы калеки. В 2018 г., когда были выборы Президента РФ, и по всем телеканалам и во всех СМИ шла оголтелая кампания против П.Н. Грудина. Знаете, как проголосовала Удомля? – 14% за Грудина и 63% за Путина! А знаете сколько людей пришло голосовать? – 32%! А где были остальные 68%? И что же мы сейчас хотим? Убирать надо систему, которая позволяет происходить всему тому, что происходит сейчас с нами! И делать это вместе, всем вместе! Для того, чтобы мы начали жить по-другому, чтобы никто не смел посягать на нашу жизнь, честь и достоинство, надо исправлять положение во всей стране. Для начала давайте ходить на разрешённые митинги в Удомле, которые организует КПРФ, и там все вместе говорить обо всем, что нас всех волнует, о том, какие чудовищные вещи творятся на наших глазах, и как нам дальше жить в нашей Удомле и в нашей стране!

**Кантор П.А., директор
ООО «Умный дом» (на сайте
«УД»: https://vk.com/gkh_udomlya):**

– Сегодня побывал на сессии городской Думы по вопросу здравоохранения. Вроде как к ЖКХ прямого отношения не имеет, но только вроде.

3,5 часа, и ни одного доброго слова в адрес руководителя ЦМСЧ-141. Был замминистра здравоохранения Тверской области. Очень удивился «кадровой оснащенности» нашей медицины и сказал, что «у них такого нет». У них – это в традиционной системе здравоохранения РФ. А у нас – это ФМБА РФ, к которой относится ЦМСЧ-141. То есть государство Россия у нас одно, а вот медицина разная и явно не в нашу пользу.

О чем это я? Да о том, что тепловыми сетями Удомли рулят из Москвы («АТЭС»), мусором — из Твери («ТСАХ»), медициной — из Москвы (ФМБА), капремонтом — из Твери, и у местной власти руки до всего это коротки (а еще и удобно это — ни за что не надо отвечать). И видал этот плач жителей Удомли начальник ЦМСЧ-141 через бронестекло ФМБА, которое, в свою очередь, видело нашу сессию через темное стекло МКАД. Вот такое оно «местное», а точнее, «внешнее самоуправление»...

Воронцова Л. П. (на сайте <https://dprodushkov.ru>):

— Заседание Удомельской Думы по вопросу медобслуживания в УГО целиком прошло с обвинительным уклоном. Главврач МСЧ Голубев Ю. Д. отчитывался, потом руководители МСЧ выслушивали упреки от депутатов, от некоторых жителей. Я же хочу сказать СПАСИБО тем врачам, кто не сбежал в большие города, кто в таких тяжелых условиях работает в Удомле. В прошлом году несколько раз приходилось обращаться в МСЧ, в январе этого года мы «скорую помощь» вызывали, в приемный покой обращались — никаких претензий, огромное спасибо.

И, как оказалось, на Удомлю и сельские территории «нацпроекты Путина» по медицине не распространяются!!! Надеюсь, присутствовавший замминистра здравоохранения ТО исправит открывшуюся, ВДРУГ, ситуацию.

Мнение врачей

Барышев И. В., заместитель Министра здравоохранения Тверской области (на заседании Думы):

— Услышал много критических выступлений в адрес ЦМСЧ-141, не ожидал такого мнения о состоянии медицинского обслуживания в УГО.

Голубев Ю. Д.

— В Министерстве здравоохранения ТО не был ни разу. Не вижу его заинтересованности в сотрудничестве.

— Вижу много проблем организационного плана, большие кадровые проблемы — ситуация с кадрами медперсонала в Удомле напрягает. Необходимо бороться за каждого врача! Странно, когда главврач не знает, почему увольняются врачи.

— В Вышнем Волочке тоже была плохая ситуация — поменяли главврача и ситуация сразу улучшилась.

— В УГО ФАПы на селе не укомплектованы — таких низких показателей в области больше нигде нет.

— В УГО очень низкий процент по диспансеризации населения — всего 37%.

— Плохая ситуация по лекарственному обеспечению на селе, мы проверим.

— Необходимо проработать вопрос по целевым направлениям в медицинские учебные заведения.

— Диспансеризация ветеранов ВОВ не носит заявительный характер, это обязанность ЦМСЧ-141. Необходимо это немедленно исправить.

— Мы готовы к взаимодействию, считаем, что в ближайшее время необходимо провести совещание по проблемам удомельской медицины.

Чекулаева Ольга Михайловна — бывший замначальника ЦМСЧ-141 по организационно-методической работе (общий стаж работы в медицине 44,5 лет).

На заседании присутствовала, но не выступила, своё мнение передала для публикации в «ГУ» (текст ею был немного изменён по сравнению с тем, который был размещён в Интернет):

1). В ЦМСЧ № 141 сложилась неблагоприятная обстановка с кадрами. Один за другим увольняются специалисты. Только за последние 5 лет уволилось 28 врачей разных специальностей, в т.ч. 7 врачей за последний год. В основном это врачи с большим стажем и большим опытом работы: терапевты, реаниматологи, хирурги, специалисты ультразвукового исследования, неврологи, кардиолог, травматологи и др. Среди них есть и кандидаты медицинских наук. Увольняя специалиста, руководство МСЧ не всегда соизволит поблагодарить человека за работу. Просто



выдаётся документ о завершении работы, трудовая книжка и всё: а дальше — на выход. Когда увольняется специалист, об этом мало, кто знает даже из медработников, а некоторые узнают только спустя длительное время, поэтому даже попрощаться с ним не получилось, и жалеют об ушедшем!

По документам все эти врачи уволены по собственному желанию!?! Но такой массовый уход опытных специалистов вызывает некоторые сомнения! И над этим стоит подумать!

2). К чему привел такой массовый уход специалистов:

2.1. В РАО (реанимационное отделение) на сегодняшний день практически нет врачей (2–3 врача из Вышнего Волочка и 1 молодой специалист без особого опыта работы). А ведь РАО это такое учреждение, где не только лечат, но в первую очередь спасают жизнь больному, продлевают эту жизнь. Важнейшая служба МСЧ, которая на сегодняшний день практически оголена! Без РАО медицинское учреждение работать, практически, не может.

2.2. Мало врачей-терапевтов на приёмах. Раньше было 12–14 врачей, а сейчас в лучшем случае 4 и то, если из них кто-нибудь не уйдёт на больничный или в отпуск. Врачи-терапевты — это врачи, которые зачастую вынуждены выполнять не только свою работу, а при необходимости и работу тех врачей, которых нет (кардиолог, гастроэнтеролог и др.). Раньше к тяжёлым больным по вызову на дом выезжали врачи. Это было совсем недавно. А сейчас...

2.3. А сейчас на вызова выезжают только фельдшера или медсестры, которым не всегда бывает просто разобраться с состоянием больных.

2.4. В терапевтическом отделении стационара в настоящее время работают только 2 врача на большое количество больных. И это никого не озадачивает! И никого не волнует, как же они справляются! Боюсь одного, чтобы и они не ушли! Тогда нам всем будет нелегко.

3. К сожалению, в ЦМСЧ отсутствуют важные узкие специалисты: уролог, эндокринолог, гастроэнтеролог, невролог в поликлинике (все эти специалисты были и не так давно!). И востребованность, потребность в них и тогда и сегодня очень большая!

4. У нас организована «Бережливая поликлиника». Но как она может существовать без достаточного количества необходимых врачей?! Только для галочки!

5. Сохраняются очереди пациентов к врачам. У кабинетов очереди, хотя пациенты приходят по талонам! Талоны не всегда можно достать, вот и плачет больной человек, и не знает, что ему делать дальше.

6. Трудно достать талон на приём к специалисту и человек вынужден идти на приём в платную регистратуру (здесь же в ЦМСЧ), но и там не получишь талон сразу, а за несколько дней. После всего этого идут пациенты со своими проблемами в семейную (платную) поликлинику, в настоящее время она работает в полном объёме

и обслуживает всех желающих. Но не все могут лечиться за деньги, если пенсия у них гроша ломаного не стоит!

Всё это вызывает недовольство среди населения, жалобы и негативное отношение к специалистам МСЧ. Многие шумят, ругаются, но сделать ничего не могут.

7. Начальник обходит отделения, мягко говоря, редко. Надо бы почаще смотреть, как и чем работает персонал, правильно ли он работает, всё ли у него есть для работы. Большую часть времени он сидит у компьютера и смотрит, кто пришёл, куда прошёл, как медперсонал работает и т.д. Ну не начальника же это дело! Есть кому за этим понаблюдать...

Немного о селе
8. Заглобло, загнулось село, ведь там ещё много людей живёт. Если раньше село кормило город, то теперь село никто не кормит.

9. Сложно живётся медицинским работникам на селе, очень сложно. Да как же может быть иначе, если сельские медицинские работники остаются один на один с больным человеком. Преодолеть пешком расстояние до большого не всегда возможно, и машины под руками нет. Часто пользуются своими машинами. Но за пользование своей машины деньги никто не даёт! Радиус обслуживания большой.

Из всего сказанного следует, что уровень ЦМСЧ-141 в настоящее время не соответствует статусу нашего города — спутника КАЭС. Той МСЧ, которая была раньше, к сожалению, сегодня нет!!!

У меня сложилось впечатление, что нашу некогда прекрасную ЦМСЧ-141 собираются превратить в фельдшерский пункт!!!

Предложения:
1. Освободить от занимаемой должности начальника ЦМСЧ Ю. Д. Голубева.

2. Освободить от должности заместителя начальника медсанчасти И. Э. Комаровского. Его работа — это обслуживание и лечение больных с заболеваниями: уха, горла, носа. Там он специалист хороший! А заместитель начальника должен быть кто-то другой!

3. Пригласить на работу бывших реаниматологов и кардиолога.

4. Укомплектовать штатами терапевтическое отделение стационара и поликлиники.

5. Обеспечить ЦМСЧ узкими специалистами: уролог, эндокринолог, гастроэнтеролог, невролог в поликлинике.

6. Упорядочить работу по выдаче талонов к специалистам.

«А кому не нравится — можете уходить!»

Я, Пушкарёва Ольга Владимировна (высказываю своё оценочное суждение), проработала в ЦМСЧ № 141 с августа 2002 г. по январь 2020 г. врачом-кардиологом поликлиники, затем врачом-терапевтом терапевтического отделения стационара. Имею

высшую категорию по терапии и научную степень кандидата медицинских наук по специальности «кардиология».

Крайне печальная обстановка сложилась в терапевтической службе ЦМСЧ: в цеховой поликлинике, во взрослой поликлинике и в терапевтическом отделении стационара.

Так, летом 2017 г. в терапевтическом отделении стационара в течение 3-х месяцев уволилось сразу 3 врача-терапевта (1 врач со стажем работы 35 лет, 2 врача со стажем работы 20 лет), включая заведующего отделением. За 2,5 года так и не появилось заведующего отделением, его роль исполняли или ординаторы отделения (приказом по производственной необходимости сроком на 1 месяц), или кто-нибудь из заместителей начальника (которые ставили только подписи под документами, а всю работу за них выполняли ординаторы отделения). Естественно, вся сложная работа коллектива была просто развалена, все выполняли только текущую работу: справляетесь как-нибудь сами и ладно, главное план выполняйте, а мы вам потом какие-нибудь проценты доплатим, если захотим.

За эти 2,5 года ни разу не было проведено учебы внутри отделения по организации работы при чрезвычайных ситуациях (в т.ч. при радиационных авариях) на режимных объектах, что считаю абсолютно недопустимым! Я понимаю, что исполняющим обязанности отделения просто до этого не было дела, либо они в этом, к сожалению, ничего не понимали!

А с осени 2019 г. начальник решил по-новому считать нагрузку врачей всех отделений стационара: на конец рабочего дня, без учета выписанных пациентов. Например, утром у врача было 15 пациентов, поступило к нему 5 пациентов, выписал он 5 пациентов, и снова осталось 15. Вот эти 15 и внесут в нагрузку, а не 20, которых на самом деле посмотрел врач. Причем 5 поступившим больным и 5 выписанным врач уделил особенно много времени для опроса, осмотра, написания приемного статуса, составления плана лечения и подготовки выписных документов. Вот такая хитрая арифметика!

Очень интересное в ЦМСЧ и распределение стимулирующих выплат. Так, согласно внутреннего приказа стимулирующие выплаты выплачиваются только при выполнении 95% плана. И никого не волнует, что, например, в отделении работало 2 или 3 врача вместо 5. Они-то свои собственные планы не только выполнили, но и перевыполнили! Особенно была показательна ситуация, когда в терапевтическом отделении несколько лет назад в летний месяц работало 2 врача вместо 5, они выполнили план по отделению на 92%, а им и всему персоналу заплатили только «голую» ставку! Очень неприятно работать целый месяц и не знать ту сумму, которая тебя ожидает в расчетном листе в конце месяца! А мы так работаем постоянно! К сожалению, гарантированно любой работник медицинской сферы в нашем государстве сейчас получает только оклад и надбавки за непрерывный стаж и категорию. Это составляет в лучшем случае 10–12 тыс. руб. (для вра-

ча нашей ЦМСЧ). Все остальное отдано на откуп руководителю больницы! Захочу — награжу пряником, захочу — накажу кнутом!

Основной причиной своего увольнения из ЦМСЧ № 141 считаю сложившуюся обстановку между мной и руководящим составом больницы. Неоднократно начальник ЦМСЧ-141 Ю. Д. Голубев произносил свой главный девиз: «Нет врача — нет проблемы!». Любое несогласие с действиями руководства, которое высказывалось врачами, заканчивалось фразой наших руководителей: «А кому не нравится — можете уходить, мы здесь никого не держим!» Все это как нельзя лучше характеризует отношение руководства ЦМСЧ к медицинским кадрам. Замначальника по медицинской части И. Э. Комаровский придерживается той же позиции. Он же под моим заявлением на увольнение написал: «Ходатайствую». Хотя за 18 лет работы не имела ни одного дисциплинарного взыскания, ни одной жалобы со стороны пациентов и их родственников, считаю, что выполняла всегда свою работу добросовестно, уважала и ценила свой коллектив.

Главная ценность любого учреждения, заключается в его кадрах! А их-то и не ценит существующее руководство ЦМСЧ-141! За последние годы полностью разрушена та дружная, слаженная работа отделений ЦМСЧ, которая обеспечивала своевременную квалифицированную медицинскую помощь населению города и района. Вернуть уволенных специалистов невозможно! Не дайте разбежаться оставшимся медицинским кадрам! Ведь не все могут себе позволить лечиться в платных клиниках или ездить на консультации в медицинские учреждения других городов.

Мнение удомельцев

Письма врачей были выложены на удомельских сайтах, в т.ч. на «Подслушано в Удомле»: <https://vk.com/public63181953>, на них последовали комментарии:

Юлия С.: Вы правы, лечиться идти в нашу ЦМСЧ не хочется. У нас беременных!!!! отправляют в Тверь на все три скрининга!!! Ташиться туда будучи в положении, это как вообще, нормально?! И рожают тоже там. Грустно. Обидно.

Елена П.: Правильно одна женщина на заседании Думы сказала, что «мнение о начальнике в ЦМСЧ очень плохое как у жителей, так и у сотрудников». Персонал ждал-ждал, когда же пост покинет по достижении 65 лет, ан нет, дальше работает. Ни в жизнь не поверю, что на его место не нашлось ни одного грамотного управленца! Если столько проблем, не пора ли сменить руководителя?! Обычно, если уходит большое количество сотрудников, проще сменить начальника! А самое главное, начальнику ни капли не стыдно!

Даша М.: Врачи действительно ушли хорошие с большой буквы... Единицы остались, кто еще работает на совесть, но не за горами и их уход с таким отношением...

Artem A.: Зато ПСР и «Бережливая поликлиника»! И один кардиолог на всех проходящих медосмотр, 3 дня ходил чтоб попасть на ЭКГ! Три дня! Лозунги, таблички и куча бабла от «Росатома» освоена!

Вадим С.: Вот поэтому люди и уезжают из Удомли кто куда может!

Александр С.: С удомельской медициной, конечно, есть проблемы! НО! Проблемы МСЧ мне напоминают ситуацию на Калининской АЭС: персонал, нарушения, красивая отчетность и т.д.

Марина К.: 10 лет разогнали медиков, говорили, «идите, обратно предатели не принимаем!» — это слова Ю.Д. А теперь надо же, чухнулись... Настал светлый МИГ! Поздно вато...

Александра Ф.: Руководители, по моему мнению, абсолютно не справляются со своими обязанностями. Если персонал уходит — первая вина руководства. Будем надеяться, что этот цирк в ЦМСЧ закончится с приходом нового, крепкого, умного руководителя...

Марина К.: Уже разогнали всех врачей, обратно не вернутся.

Юлия Д.: Это просто ужас, что творится! «Атомный» город, такой серьезный объект, сколько денег зарабатывают на нём и врачей нет! Досиделись! «Скорую помощь» час ждали, пока приедет, сдохнуть за это время можно. Сколько ещё будут издеваться над народом?! Голубев, пора на выход, толку нет, бардак! Просто нет слов, это всё сделано, чтобы мы вымирали!

Сергей Т.: Кто не успел за талончиком к врачу — идите в морг — там без очереди!

Ольга Т.: То, что творится в ЦМСЧ-141 — уму не постижимо! Куда смотрит профсоюз КАЭС, руководство станции, ветеранская организация КАЭС? Разве это второстепенная задача, где и как лечатся работники предприятия-гиганта? Разве не важно, где лечатся ветераны стройки, ветераны КАЭС, благодаря которым всё построено?

Людмила Б.: ПОЗОР, такой маленький город, а навести порядок столько лет не могут!

Ксения К.: Врачи уезжают, потому что не оплачивается должным образом их труд. Какой врач хочет работать за копейки? Вопрос к главврачу: почему врачей не ценили?

Светлова К.: И сказать нечего!!! Мы конечно знали на своей шкуре, что лечить нас некому, НО ЧТО ТАКОЕ ВНУТРИ КОЛЛЕКТИВА ТВОРИТСЯ!!! Голубев в конце развалил огромный коллектив единственной больницы в нашем районе. Нужно писать В. В. Путину!

Наталья П.: Как же так можно ополуметь от собственного величия и от жадности наживы, чтобы вот так пренебрегать кадрами, имеющими квалификацию намного превышающую руководителя! ЦМСЧ просто уничтожается! Так наплевать в душу всем жителям города и врачам! Очнитесь, откопайте в глубине своей грешной души немного совести и просто уйдите.

Ольга Т.: Все уволившиеся доктора — интеллигентные люди. Связываться с грубостью не каждый хочет. Огромное спасибо всем докторам-гинекологам, особенно Л. Б. Поповцевой, Л. И. Комаровой, доктору Н. Гольдшлак — много хороших докторов в МСЧ-141. ВОТ ВИДИТЕ, ВСЯ УДОМЛЯ С ВАМИ!!!

18 ФЕВРАЛЯ заседание Думы было продолжено, на нём было принято следующее решение:

Решение Удомельской Городской Думы

**18.02.2020 г., № 447 —
О медицинском обслуживании населения Удомельского городского округа**

Заслушав информации начальника ФБУЗ ЦМСЧ № 141 ФМБА России Голубева Ю. Д., заместителя Главы Администрации Удомельского городского округа Корниловой Л. Н., заместителя Министра здравоохранения Тверской области Барышева И. В., выступления жителей, присутствующих на заседании,

УГД решила:

1). Признать состояние медицинского обслуживания населения Удомельского городского округа неудовлетворительным.

2). Обратить внимание руководства ФМБА России на крайне неудовлетворительную работу начальника ЦМСЧ № 141 Голубева Ю. Д. по укомплектованию кадрами учреждения и работу с персоналом, что привело к оттоку высококвалифицированных врачей, резкому снижению доступности и качества оказания медицинской помощи населению, и рекомендовать освободить Ю. Д. Голубева от занимаемой должности.

3). Обобщить замечания и предложения граждан в вопросах медицинского обслуживания населения и направить руководству ЦМСЧ № 141 для использования в работе и принятия мер.

4). Направить обращение в ФМБА России, Госкорпорацию «Росатом», Министерство здравоохранения Тверской области, о крайне острых проблемах в медицинском обслуживании населения Удомельского городского округа и необходимости более тесного взаимодействия и координации федеральных и региональных структур в организации медицинского обслуживания населения Удомельского городского округа, а также в вопросах реализации мероприятий национального проекта «Здравоохранение».

5). Принять к сведению сообщение заместителя Министра здравоохранения Тверской области И. В. Барышева о намерении в марте текущего года инициировать совещание в целях решения проблем по оказанию медицинской помощи населению УГО.

6). Рекомендовать Администрации УГО продолжить работу по созданию условий для оказания медицинской помощи населению округа, усилить влияние в решении имеющихся в дан-

ной сфере проблем, постоянно осуществлять мониторинг общественного мнения по вопросу медобслуживания населения, используя в этих целях встречи с населением, обращения граждан, интернет-ресурсы.

7). Обратить внимание Администрации УГО, ЦМСЧ № 141 на крайне неудовлетворительное состояние оказания медицинской помощи сельским жителям и проработать вопрос по финансированию фельдшерско-акушерских пунктов за счет средств ТФОМС.

8). Направить ходатайство в Правительство РФ о включении в Перечень территорий, подлежащих обслуживанию ФМБА РФ, утвержденный Распоряжением Правительства РФ от 21.08.2006 № 1156-р, всей территории УГО.

9). Отметить, что при острой неуккомплектованности кадрами медицинский персонал ЦМСЧ № 141 работает квалифицированно, ответственно и с полной отдачей исполняет профессиональные обязанности.



10). Опубликовать настоящее решение в печатном издании «Удомельская газета» и разместить на официальном сайте муниципального образования УГО в информационно-телекоммуникационной сети Интернет.

11). Решение вступает в силу со дня его принятия.

Подписал Председатель УГД А. В. Воробьев.
Мнения обобщил Д. Л. Подушков.

Демография Удомельского Округа за 2019 год

/справочно — за 2018 г./ 2017 г. — по данным Удомельского ЗАГСа

«Демография — САМЫЙ ТОЧНЫЙ показатель социального и нравственного состояния общества».

Родилось: 263 / 337 / 345 чел.

Умерло: 523 / 594 / 544 чел.

Браков: 194 / 191 / 237 пар.

Разводов: 170 / 165 / 198 пар.

* Продолжается РЕЗКОЕ снижение рождаемости.

* Средний возраст умерших мужчин — 62 (!) года, женщин — 75 года. В сентябре средний возраст смертности мужчин был 55 ЛЕТ! И в таких условиях «Единая Россия» пошла на повышение пенсионного возраста! — Разумеется, это порождает ОСТРЫЙ социальный конфликт народа и власти. Мужчины работают по 35–40 лет, платят пенсионные взносы, но большинство из них не получают НИ КОПЕЙКИ пенсии!

* Разница между умершими и родившимися — 260 чел., соотношение родившихся к умершим ровно 1: 2!

* Количество браков практически равно числу разводов — соотношение 85%.

* Наряду с естественной убылью продолжает

существенный отток населения из Удомли; естественная убыль + отток — ок. 1000 чел. в год.

* Отсюда некоторое падение смертности — просто количество населения снижается.

* Отметим, что Удомельский округ НЕ САМЫЙ ДЕПРЕССИВНЫЙ в Тверской области, хотя бы потому, что здесь находится КАЭС и средняя зарплата на первом месте в области.

* Понятно, что на демографическую политику влияет кризис в медицине (невозможность получить медицинскую помощь в полном объеме), чему мы посветили настоящий номер «ГУ».

* Удомля быстро СТАРЕЕТ: приток молодежи в город небольшой, а выезд значительный, после учёбы молодежь не возвращается. Вероятно, с точки зрения молодежи, г. Удомля МАЛОПРИВЛЕКАТЕЛЬНЫЙ для жизни: плохо благоустроенный; не эффективная власть, десятилетиями не способная решить самые элементарные вопросы жизни округа; смену утверждать — слабая культурная политика по развитию местного

патриотизма; отчуждение общества от решения актуальных проблем (в т.ч. фальсифицированные выборы, фактический запрет для сотрудников КАЭС участвовать в политической жизни округа и т.д.); высокая зависимость людей на протяжении долгих лет от кучки руководителей-самодуров на предприятиях города, маленький выбор квалифицированных хорошо оплачиваемых рабочих мест, относительно дорогое жильё и т.д. Всё это говорит о не эффективности экономической и социальной политики местных, региональных и федеральных властей.

Вывод: Демографическая политика «Единой России» в Удомле — полный провал!

Но в основе демографии лежит не только экономика, на что обычно нажимают, но общая социальная стабильность, предсказуемость будущего; а также строгое соблюдение законов традиционной нравственности, т.е. ПУТЬ ЛИЧНОГО БЛАГОЧЕСТИЯ: жизнь в ладу со своей совестью, крепкие семейные узы, КАТЕГОРИЧЕСКИЙ отказ от аборт, здоровый образ жизни, высокая физическая активность, ОТКАЗ от алкоголя, курения, сквернословия и т.д.

Тихая, ежедневная малозаметная для общества, но конкретная работа Русской Православной Церкви:

«За 5 лет мы СПАСЛИ 194 РЕБЁНКА (отговорили женщин от аборта), и готовы делиться опытом такой работы. Также в Удомле есть центр поддержки семей, где будущие мамы могут пройти курс подготовки, где их учат шить, готовить, воспитывать детей. Практикуется патронаж многодетных семей над молодыми семьями с целью предоставить необходимую помощь и показать преимущества счастливого родительства».

Иерей Петр Губанов, благочинный Удомельского округа Бежецкой епархии РПЦ

Источники: 1. <https://tverigrad.ru/> 2. «ГОЛОС УДОМЛИ» № 3 (252), 25 февраля 2020 г. <https://dpodushkov.ru/index.php>



В.Н. Комлев,
инженер-физик,
пенсионер Апатиты

Антимифы, мифы и полумифы от ФГУП «НО РАО»

Прототип статьи — книга «Восемь с половиной мифов о радиоактивных отходах». Тематика нами распространена на корпоративные мифы. Конкретная основа мифотворчества — горно-геологическая ситуация пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов. Приведены некоторые примеры.

Сотрудники ФГУП «НО РАО» опубликовали книгу «Восемь с половиной мифов о радиоактивных отходах» [1]. Рассмотрены в сравнении с реальностью и мечтами мифы, как подчеркивают авторы, от «широкой общественности». Дело, несомненно, нужное, при впечатляющем кругозоре и оригинальной упаковке. Хотя, необходимо отметить, что такое просвещение населения с общих позиций — не в первый раз.

Вместе с тем, к настоящему времени сформировалась другая категория исключительно российских как бы «знаний» по теме, которые генерирует уже Национальный оператор с партнерами. Вот результаты этого творческого «познания мира и своего места в нем» почти никто не идентифицирует как мифы, а в публикациях для «широкой общественности» они выгодно представлены неколебимой правдой.

Авторы позиционируют книгу [1] как начало обсуждения темы, допуская, что со временем появление новых мифов о РАО возможно и демифологизация этого сектора общественного сознания необходима. Продолжая эту мысль, предлагаем кратко и на отдельных примерах рассмотреть мифы: 1) от ФГУП «НО РАО» и 2) уже не с общих позиций, а конкретно, в привязке к стратегии создания главного объекта системы захоронения радиоактивных отходов в России — Красноярского ПГЗРО (пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов).

Миф первый. «Красноярский ПГЗРО создается в полном соответствии с международным опытом».

За рубежом место для ПГЗРО выбирается в результате длительных (несколько десятилетий), поэтапных поисков разных площадок по всей отдельной стране подальше от наземной гидросети, публичного сравнения и обсуждения их параметров, при горно-геологических характеристиках выбранного массива пород, отвечающих комплексу критериев... Там приоритет — стабильная геосреда.

Назначенный рядом с промзоной ГХК (Горно-химический комбинат) и ЗАТО Железнодорожск, вблизи Енисея, исходя из потребности развития комплекса переработки ОЯТ (отработавшее ядерное топливо), первоначально всего лишь для нужд ГХК, участок «Енисейский» по этим и другим признакам международному опыту не соответствует.

Миф второй. «1992—2001. Выполнены региональные исследования, в результате которых выбраны два перспективных участка».

Региональные исследования как первый этап по единой программе и в общепринятом понимании для федерального, как минимум, ПГЗРО не выполнялись вообще. Региональные исследования для такого ПГЗРО на порядки сложнее, чем для регионального и, тем более, объекта для одного комбината. Регион для федерального ПГЗРО — страна в целом или крупная ее

административная часть. Исследования 1992—2001 годов (Радиовый институт с партнерами) были выполнены на удалении от ГХК 30—40 км. С целью поиска массива для подземного захоронения твердых РАО исключительно от деятельности ГХК — для специализированного цеха этого предприятия (подход тот же, что и при создании/проектировании полигонов захоронения жидких отходов «Северный» и «Западный» — вблизи основного производства). Но и десятки километров не устроили ГХК, прежде всего, по экономическим и режимным соображениям. И волевым порядком место для цеха комбината перенесли внутрь «контролируемого периметра». А уже потом появилась идея цех трансформировать в федеральный ПГЗРО. И не только без региональных исследований.

Миф третий. «ПГЗРО будет размещен в породах Нижнеканского массива».

Назначенные для строительства ПГЗРО горные породы известному по государственной геологической документации Нижнеканскому массиву гранитов не принадлежат. Других массивов с названием «Нижнеканский» (кроме как в «геологической» документации Росатома) нет.

Миф четвертый. «В настоящее время строится не ПГЗРО, а подземная исследовательская лаборатория (ПИЛ) для оценки пригодности/безопасности участка и обоснования будущего решения о возможности/невозможности захоронения РАО здесь».

Оформленные уже разрешительные документы (право хоронить РАО) на федеральный и единственный, на миллион лет, ПГЗРО — Распоряжение Правительства Российской Федерации от 6 апреля 2016 г. № 595-р и многократная («на срок эксплуатации») лицензия Минприроды КРР 16117 ЗД, другие документы, объемы финансирования и начавшегося строительства наземной инфраструктуры возвышенной легенде о ПИЛ никак не соответствуют. Поддержанию мифа удобно способствует удачное отсутствие указанных разрешительных документов, фиксирующих уже принятое решение, на сайтах ФГУП «НО РАО» (<http://www.norao.ru/>), разделы «Нормативные документы» и «Лицензии»; <http://nkmmlab.ru/>, раздел «Краткая история ведения работ по созданию ПИЛ».

Дополнительно Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору (лицензия ГН 01 02 304 3318) дано Национальному оператору «право на размещение и сооружение пункта хранения радиоактивных отходов» на участке «Енисейский» — пока без наполнения его отходами.

Таким образом, три государственных документа фиксируют уже принятое решение строить ПГЗРО, два из них — принятое решение хоронить в нем РАО. Как этот факт удается настойчиво «забывать» при работе с общественностью и через СМИ, и на разного рода общественных встречах?

Миф пятый. «Лаборатория в Нижнеканском массиве — уникальный центр, где пройдут исследования по 150 научным направлениям, которые дадут нам возможность доказать долговременную безопасность

размещения в скальном массиве радиоактивных отходов».

Исследования по 150 научным направлениям в ПИЛ, как и ПИЛ в целом, сами по себе не дадут возможность доказать безопасность массива.

ПИЛ — весьма локальное образование на периферии подлежащего оценке значительно большего объема пород (контур выработок непосредственно захоронения РАО, горный отвод, сопряженные с ним пространства по критическим направлениям к ближайшим рекам бассейна Енисея и Енисею), которые никак не попадают в зону ее исследования. Авторы мифа о «150 направлениях» понимают это, хотя публично предпочитают говорить о другом, придерживаясь идейной линии четвертого мифа. Но «Стратегический мастер-план» исследований «уникального центра» (не основная часть, а вторая, как бы рабочий документ, раздела «Планируемый комплекс проводимых исследований», <http://nkmmlab.ru/issledovaniya/>) снабдили без лишней шумихи и восторгов самостоятельным, лишь формально вписанным в «бумагу» ПИЛ, фактически к ПИЛ не относящимся, классическим комплексом «глубоких геологоразведочных скважин» с поверхности (и наземными исследованиями в Опытном-демонстрационном центре, искусственно введенными в состав работ ПИЛ). Этот комплекс наземных скважин, а не ПИЛ, — главная материальная база для выводов про опасность/безопасность на основе разведки. Такая позиция в народе объясняется так: «На чужом горбу — в рай».

Кроме того, опережающее создание ПИЛ до разведки (вскрытие массива горными выработками) может исказить естественные гидрогеологические процессы в ближней зоне «150 направлений исследований», которые затем будут возведены в статус реальной гидрогеологии для массива в целом.

Миф шестой. «Горный массив площадки ПГЗРО должным образом изучен и безопасен».

Стадии геологической разведки на массиве не было, бурения на поисковой и оценочной стадии недостаточно. Кроме того, как показал недавний анализ геологической изученности на основании материалов двух выполненных начальных стадий работ, официальные представления от 2016 года о удовлетворительном качестве массива (прежде всего, по гидрогеологии), скорей всего, ошибочны [2—4] и опасны [5]. Имеющиеся официальные представления вряд ли помогли, видимо, надежно обосновать указанные выше разрешительные документы и не обещают в будущем повторное (?) доказательство безопасности/пригодности участка «Енисейский».

Миф седьмой. «Мониторинг геологической среды в течение всего срока эксплуатации ПГЗРО».

Кто, помимо авторов этой «умной» мысли, может представить суть и стоимость мониторинга на миллион лет? Уже пробуренные для этого на участке исследовательские скважины начали выходить из строя (разрушение их стенок — блокирование доступа к массиву по глубине) в первые же годы эксплуатации (индикатор качества массива!). Предусмотренное восстановление их с обсадкой железными трубами и цементированием затрубного пространства по всему стволу сразу исключит мониторинг пород в естественном залегании, не гарантируя, к тому же, долговечность такого «инструмента».

Миф восьмой. «В европейской части страны мест под глубокие захоронения долгоживущих отходов 1-го и 2-го классов нет».

Дезинформация. Есть такие места. Как минимум, на Кольском полуострове (TACIS Project NUCRUS 95410, [6]). Да и на Новой Земле можно найти, если уйти под многолетнемерзлые породы, на глубину 400—500 метров (целевой горизонт предполагаемого захоронения в Красноярском ПГЗРО). Такая комбинация мерзлоты и стабильных пород будет по-настоящему уникальной. Да, дороговато строить на Новой Земле. А миллион лет исправлять последствия нынешней мифологии — дешево? Да и строит же сейчас Росатом там порт и горнорудный комбинат, осваивая Павловское месторождение. На Шпицбергене давно горняки — свои люди.

И дополнительно «то ли сказка, то ли быль, то ль иной какой-то стиль». «История атомной энергетики за свои более 70 лет существования показала, что единственной угрозой безопасности может стать только человеческий фактор. Если всё делать так, как предписано в правилах и регламентах, ничего плохого случится не может. У нас очень высококвалифицированные специалисты, и поэтому мы можем гарантировать безопасность».

Каково здесь соотношение реальности и мифа? Неужели человек настолько победил природу, что в горе миллион лет без него угрозы безопасности природно-техногенный ПГЗРО, созданный в полном соответствии с правилами и регламентами, не будет представлять? Как применяемые правила и регламенты учитывают международный опережающий опыт? Насколько создатели ПГЗРО изучили и поняли его? Профессиональная горно-геологическая и в сфере РАО подготовка научного, административного и по части взаимодействия с обществом персонала ФГУП «НО РАО», если принять во внимание (хотя бы по информации на сайте организации) базовое образование, опыт предыдущей работы, наличие и содержание личных научных публикаций, суть публичных высказываний по теме, соответствует «крайне важной для радиационной безопасности и экологической стабильности региона и страны в целом» задаче? Хотелось бы, чтобы читатели попытались сами в этом разобраться.

Перспектива нахождения новых мифов от ФГУП «НО РАО». Сотворение мифов и близкое этому творчество сотрудников ФГУП «НО РАО» не ограничено рамками работ на участке «Енисейский» и горно-геологической тематикой. Подспорьем в поиске новых мифов могут быть, например, критические статьи Б.Е. Серебрякова, В.Н. Комлева и Д. Башкирова по тематике РАО и ОЯТ на сайте <http://www.proatom.ru/>.

Литература. 1. <http://www.norao.ru/upload/iblock/cd4/cd457cb56bbf39d408e15e7c92b85e26.pdf>. 2. Морозов О. А., Расторгуев А. В., Неуважков Г. Д. Оценка состояния геологической среды участка Енисейский (Красноярский край) // Радиоактивные отходы. 2019. № 4 (9). С. 46—62. DOI: 10.25283/2587—9707—2019—4—46—62. 3. Кочкин Б. Т. Задачи изучения геологической среды участка Енисейский на текущем этапе реализации проекта захоронения // Радиоактивные отходы. 2019. № 2 (7). С. 76—91. DOI: 10.25283/2587—9707—2019—2—76—91. 4. Мартынов К. В., Захарова Е. В. Анализ локализации и сценария эволюции ПГЗРО на участке Енисейский (Красноярский край) // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 52—62. 5. «Сегодняшняя Газета» от 06 февраля 2020 г., Красноярск, Атомная тема. Могильником займётся специальная комиссия [Электронный ресурс]. — Режим доступа: https://vk.com/atom26?w=wall-66070450_6145. 6. Melnikov N.N., Konukhin V.P., Komlev V.N. et al. Improvement of the Safety of Radioactive Waste Management in the North West Region of Russia. Disposal of Radioactive Waste. TACIS Project. NUCRUS 95410. Task 3. Report. — Apatity — Orlean, Russian Federation — France, 1998. — 270p.



Б.Е. Серебряков,
к.ф.-м.н., Москва

О недостоверности оценок безопасности ПГЗРО

Рассмотрены методы определения фильтрационных свойств горных пород участка для размещения пункта глубинного захоронения высокоактивных отходов (ПГЗРО).

Скорее всего, красноярскими геологами величина коэффициента фильтрации была занижена примерно до 100 раз для того, чтобы угодить атомным генералам. Поэтому возможная доза облучения будущих поколений может быть до сотен тысяч раз больше, чем насчитали наши яйцеголовые.

Краткая гидрогеология места расположения ПГЗРО

Место расположения пункта глубинного захоронения высокоактивных отходов было выбрано исключительно из-за его близости к Горно-химическому комбинату (ГХК), об этом мной была написана не одна статья, например, [1, 2]. Это место утвердили бывший гендиректор ГХК П.М.Гаврилов и бывший гендиректор «Росатома» С.В.Кириенко без каких-либо необходимых исследований.

Поисками участка больше 10 лет занимались ученые разных организаций, которые рекомендовали участок «Верхнеитатский», расположенный в гранитоидах, примерно в 25 км от г. Железногорска. Это показалось для Гаврилова и Кириенко далеко, ученые были заменены на местных геологов, которые обосновали выбранный атомными генералами участок «Енисейский», расположенный в архейских гнейсах примерно в 5 км от Железногорска.

Гранитоиды — это общее название для всех интрузивных пород, аналогичных граниту. Что такое гранит знают все, достаточно вспомнить Питер с его набережными, с пьедесталом памятника Петру I, с колонной на Дворцовой площади, названной Пушкиным Александрьевским столпом и т.д.

Гнейсы являются метаморфическими породами, претерпевшими за миллиарды лет значительные тектонические изменения, сопровождающиеся развитием сильной трещиноватости, на старославянском «гнейс» означает «гнилой». Гнилые гнейсы, возможно, видели те, кто бывал на Кольской АЭС, где они выходят на дневную поверхность.

На фото из магистерской диссертации [3] приведены керны гнейсов, в которых собираются разместить ПГЗРО. Видно, что никакого сходства с питерским гранитом эта щебенка не имеет. Только потерявшие стыд и совесть люди могут захоранивать высокоактивные отходы в эту труху.

Развитие трещиноватости ведет к увеличению коэффициента фильтрации — этот параметр является одним из главных при выборе места захоронения РАО. Чем больше коэффициент фильтрации, тем быстрее радионуклиды переносятся с подземными водами.

Красноярские геологи получили, что средняя величина коэффициента фильтрации гнейсов равна 0,0007 м/сут, поэтому гнейсы относятся к водонепроницаемым породам, для которых коэффициент фильтрации меньше 0,001 м/сут. Детальных отчетов по этому поводу найти не удалось, нашел только три примерно одинаковые статьи [4–6], где геологи утверждают, что для оценки величины коэффициента фильтрации они использовали формулу Дюпюи.



Фото керна гнейса из скважины Р-4 участка «Енисейский» согласно [3]

Если гнейсы являются водонепроницаемыми породами, то получается, что участок «Енисейский» как нельзя лучше подходит для размещения ПГЗРО, и я зря ломал копыя против этого могильника. Но если посмотреть на фото керна гнейса, то такого не может быть потому, что не может быть никогда. Поэтому я решил подробнее изучить, как была получена такая маленькая величина коэффициента фильтрации. Вначале попробую поделиться собственным опытом по этому поводу.

Собственный опыт оценки коэффициента фильтрации по формуле Дюпюи

Мы проводили оценку величины коэффициента фильтрации с помощью откачки воды из 19 одиночных наблюдательных скважин в районе первой очереди Новоронезской АЭС в 2002 г. и из 15 скважин в 2015 г. Большинство исследованных в 2015 г. скважин исследовались в 2002 г. Расчет коэффициента фильтрации проводился по формуле Дюпюи согласно методике [7]. Надписанную методику [7] мне подарил производственный гидрогеолог, книжка очень потрепанная, с множеством пометок и подчеркиваний.

Формула Дюпюи связывает дебит скважины с фильтрационными свойствами горных пород, в нашем случае с коэффициентом фильтрации. Имеется много вариантов формулы Дюпюи в зависимости от вида скважин и их количества, мы использовали формулу для ненапорного водоносного горизонта и единичной совершенной скважины:

$$k = \frac{0,73Q \lg(R/r)}{(2H - s)s}; \quad (1)$$

где: k — коэффициент фильтрации, м/сут; Q — дебит скважины, м³/сут; R — радиус влияния скважины, м, согласно [7] для песчаных грунтов радиус влияния составляет около 100 м; r — радиус скважины, м (0,075 м); s — понижение уровня воды в скважине, м; H — мощность водоносного горизонта, м.

Как в 2002 г., так и в 2015 г. мы получили большой разброс коэффициента фильтрации. В 2002 г. коэффициент изменялся от 0,78 до 15 м/сут, среднее значение 3,7 м/сут, в 2015 г. — от 0,2 до 8,4 м/сут, среднее значение 1,4 м/сут. Разброс величин коэффициента фильтрации обычно имеет логнормальное распределение,

поэтому используется среднее геометрическое значение, а не среднее арифметическое.

Эти величины значительно меньше величин, полученных по наблюдениям за скоростью переноса кобальта-60 с грунтовыми водами, по этим данным коэффициент фильтрации получился 18 м/сут для надпойменной террасы и 7 м/сут для поймы р. Дон. В геомиграционной модели использовали эти величины, а не данные, полученные при откачке воды из скважин.

В методике [7] написано, что при использовании формулы Дюпюи для одиночной скважины получается занижение коэффициента фильтрации от 2-х до 20 раз по сравнению с расчетами по двум наблюдательным скважинам. Это происходит из-за того, что в этой формуле не учитывается сопротивление фильтра. У нас в 2015 г. коэффициент фильтрации получился значительно меньше, чем в 2002 г., скорее всего, из-за заливания фильтров скважин.

Когда для оценки коэффициента фильтрации используется несколько скважин, то это называют кустовой откачкой, при этом получаются значительно более точные оценки коэффициента фильтрации, чем при откачке из одиночных скважин. Формулу Дюпюи для оценки коэффициента фильтрации по двум наблюдательным скважинам и одной откачной скважине из методике [7] я использовал для расчетов подземного выщелачивания урана из Рудника 1 Приаргунского производственного горно-химического объединения, где у нас добывается основной уран.

Рудник 1 расположен на Стрельцовском месторождении урана, сложенном различными магматическими породами, в основном фельзитами, которые по составу и текстуре близки к гранитам. Для оценки коэффициента фильтрации по формуле Дюпюи я использовал депрессионную воронку, которая образовалась при подземной отработке Рудника 1, а также данные по откачке воды из Рудника. У меня получился коэффициент фильтрации для скальных пород от 0,01 до 0,1 м/сут, разброс объясняется неидеальной формой воронки.

По собственному опыту оценки коэффициента фильтрации можно сделать следующие выводы:

- оценка коэффициента фильтрации по одиночным скважинам с помощью формулы Дюпюи может давать занижение до порядков величины, для более точной оценки коэффициента фильтрации следует использовать кустовые откачки из нескольких скважин;
- зачастую лучше учитывать величины коэффициента фильтрации, полученные не с помощью откачки, а другими способами: наблюдениями за переносом

загрязнителей или маркеров, оценками по гидрогеологическим моделям, сравнениями с результатами, полученными по аналогичным породам и др.;

- полученные коэффициенты фильтрации скальных изверженных пород от 0,01 до 0,1 м/сут делают невозможным принимать все-речь утверждения красноярских геологов о водонепроницаемости трещиноватых метаморфических гнейсов с коэффициентом фильтрации меньше 0,001 м/сут.

Оценка коэффициента фильтрации красноярскими геологами

Согласно [4–6] в 2009–2012 г. ОАО «Красноярская горно-геологическая компания» (ОАО «Красноярскгеология») принимало участие в комплексном геологическом изучении участка «Енисейский», назначенного атомными генералами для размещения ПГЗРО. Следует отметить, что геологи приступили к работе уже после того, как участок «Енисейский» был утвержден для размещения ПГЗРО.

Для оценки величины коэффициента фильтрации использовался т.н. метод экспресс-откачки воды из 10 одиночных скважин глубиной до 700 м. Для этого на бурильную колонну снизу закреплялись два пакера, соединенных фильтром длиной 50 или 10 м. Пакер — это уплотнитель, который прилегает к стенкам скважины и препятствует поступлению воды в фильтр снизу и сверху. Откачка проводилась из выделенного пакерами интервала горных пород путем тартиания желонкой через бурильную колонну.

Оценка коэффициента фильтрации при экспресс-откачке проводится по специальным методикам, учитывающим время последующего заполнения скважины водой. Но красноярским геологам эти методики показались «недееспособными» из-за того, что в некоторых интервалах коэффициент фильтрации не соответствовал удельному дебиту. В этих интервалах после откачки воды восстановления уровня не достигало прежнего значения, и наблюдался большой разброс коэффициента фильтрации, определенного разными методами расчета. Красноярские геологи объясняют эти эффекты действием капиллярных сил [4].

Выше упоминалось, что согласно методике [7] при откачке из одиночных скважин может иметь место значительное занижение коэффициента фильтрации из-за гидравлического сопротивления фильтра. Для работ на участке «Енисейский» не фильтр может приводить к значительному занижению коэффициента фильтрации, а т.н. скин-эффект или скин-фактор.

При колонковом бурении скважин происходит кольматация трещин и пор в горных породах, что приводит к значительному уменьшению проницаемости возле стенок скважин, это называется скин-эффектом или скин-фактором. Для учета этого фактора разработано много специальных методик, лучшие результаты получаются при кустовых откачках. Похоже, что красноярские геологи не знают об этом факторе, когда все сваливают на капиллярные силы. Вообще говоря, капиллярные силы возникают на контактах разных флюидов, под землей это контакты воды с газом или с нефтью, чего в данном случае нет.

Вместо того, чтобы получить объективные результаты по экспресс-откачкам красноярские геологи решили спекулировать на формуле Дюпюи. Согласно [4] они выбрали, по их мнению, правильные результаты расчетов коэффициента фильтрации, по которым была получена корреляционная зависимость между удельным дебитом скважин и водопроницаемостью в следующем виде:

$$k_m = Aq; \quad (2)$$

где: k_m – водопроницаемость, м²/сут; q – удельный дебит, л/(с.м). A – некий параметр, который в рутинных условиях равен от 100 до 150, размерность в [4] не указана.

Выражение (2) красноярские геологи назвали упрощенной формулой Дюпюи, которая не похожа на формулу (1). Чтобы разобраться с формулой (2), можно использовать формулу Дюпюи из методики [7] для напорного пласта, в которой M – мощность напорного пласта, м; остальные параметры такие же, как в формуле (1):

$$k = \frac{0,366Q \lg(R/r)}{Ms}; \quad (3)$$

Сравнивая формулу (2) с выражением (3) можно догадаться, что m – соответствует мощности пласта в формуле (2), наверное, это расстояние между пакерами. Удельный дебит q – это дебит, при котором понижение уровня составляет 1 м, т.е. $q = Q/s$. Если учитывать параметры, приведенные выше для формулы (1), а также то, что размерность Q – м³/сут, а размерность q – л/(м.с), то, действительно, величина A в формуле (2) получается примерно равна 100. Красноярские геологи получили, что для гнейсов участка «Енисейский» A равно 26.

Формально получается, что выражение (2) является формулой Дюпюи, но на самом деле это не так. Формула Дюпюи справедлива для стационарных условий, когда дебит и понижение уровня не меняются со временем, но при экспресс-откачках такого не бывает. Поэтому называть выражение (2) формулой Дюпюи не более, чем попытка красноярских геологов придать легитимный вид своему самопальному способу оценки коэффициента фильтрации.

Получается, что красноярские геологи проводили оценку коэффициента фильтрации по своей, официально не утвержденной методике. Такие материалы не могут считаться методически обоснованными, их нельзя было пропускать на разного рода экспертизах.

Недостоверность оценок коэффициента фильтрации по экспресс-откачкам связана с самим этим методом, вот что об этом написано в [8]: «Этот ложный метод определения коэффициента фильтрации не напрасно был назван В.А. Мироненко «самым дешевым способом получить неверные параметры» (со слов В.М. Шестакова)».

Авторы [8] далее продолжают: «Экспресс-опыты всегда дают существенно заниженную проницаемость. Главная причина – по данным восстановления уровня воды после его подъема или снижения определяется не параметр пласта, а некий расчетный показатель, на который влияет и измененная при бурении горная порода, и кольматация стенок, и несоответствие идеализированных расчетных моделей притока к скважине реальным условиям, осложненным неоднородностью, анизотропией. Накладывает также влияние далеко не мгновенное понижение или повышение уровня. Практически все экспресс-откачки производятся при недовосстановленном уровне в неподготовленных скважинах».

В статье [9] детально описаны причины ошибочных результатов экспресс-откачек из скважин и даны рекомендации по их устранению, но красноярские геологи, естественно, ничего такого не использовали.

Выводы авторов [8, 9] являются доказательством недостоверности метода оценки коэффициента фильтрации гнейсов участка «Енисейский». Можно сделать вывод, что для подтверждения решения о сооружении ПГЗРО на этом участке использовались значительно заниженные величины коэффициента фильтрации. Если судить по фото керн гнейса, то коэффициент фильтрации занижен на несколько порядков.

По-моему, имеет место и человеческий фактор, связанный с тем, что красноярские геологи выполняли заказ атомщиков во что бы это не стало доказать постфактум пригодность участка «Енисейский» для размещения на нем ПГЗРО. Можно сделать вывод, что с поставленной задачей геологи справились блестяще, и свои деньги они отработали.



Доказательства непригодности участка «Енисейский» для размещения ПГЗРО

По одной фотографии керн гнейса делать вывод о непригодности участка «Енисейский» для размещения ПГЗРО не серьезно. Кроме своих оценок трещиноватости гнейсов можно привести оценки других специалистов. В своей статье [2] я подробно описал результаты работ [10, 11].

В статье [10] показано, что участок «Енисейский» практически не изучен, в нем существует множество разного рода трещин и разломов, по которым будет происходить перенос радионуклидов из могильника с подземными водами. Поэтому следует эти разломы найти, а при необходимости сместить могильник. В статье [11] написано, что из-за сильной трещиноватости гнейсов найти монолитный блок для размещения всего могильника нереально, поэтому предлагают разделить могильник по разным блокам.

Наиболее полно о недостатках геологии и гидрогеологии участка «Енисейский» написано в статье [12]. Одним из главных требований к месту размещения ПГЗРО является простота геологии, чтобы не было неприятных сюрпризов. Согласно [12] участок «Енисейский» имеет очень сложную геологию и тектонику, даже по одному этому критерию участок непригоден для размещения ПГЗРО.

Согласно [12] общая длина всех скважин, пробуренных на участке «Енисейский» составляет примерно 11 км, в скважинах выделено 293 зоны дробления, т.е. зоны дробления встречаются примерно через 40 м, мощность зон дробления согласно [12] от 0,1 до 38 м. Получается, что приведенный на фото керн гнейса характерен практически для всего участка «Енисейский».

Согласно [12] в зонах дробления и повышенной трещиноватости наблюдается увеличение коэффициента фильтрации примерно на порядок, эти зоны распространяются на всю глубину скважин. 41,3% всех измерений коэффициента фильтрации имеют повышенные значения. Таким образом, выводы красноярских геологов о непроницаемости гнейсов нельзя воспринимать всерьез.

В статье [12] показано, что необходимые для предпроектного периода геологоразведочные работы, не были выполнены. Поэтому начатое строительство ПГЗРО является незаконным.

Оценка коэффициента фильтрации гнейсов во ВНИПИпромтехнологии

«Ведущий проектно-изыскательский и научно-исследовательский институт промышленной технологии» (ВНИПИпромтехнологии) прово-

дил оценку коэффициента фильтрации гнейсов на 6 лет раньше, чем ОАО «Красноярскгеология», эти исследования описаны в отчете Института по проекту Международного научно-технического центра (МНТЦ) [13]. В отчете есть данные по трем скважинам, пробуренным на участке «Енисейский», глубина скважин до 100 м, поэтому эти данные интереса не представляют.

В отчете [13] еще есть описание результатов по скважинам с номерами 2 и 3, глубиной примерно 200 м, пробуренным в гнейсах, эти же результаты есть и в статье [14]. Судя по всему, эти скважины пробурены недалеко от горных выработок ГХК, конкретные расстояния неизвестны, скважина 2 почти пересекает горную выработку.

Коэффициент фильтрации в этих скважинах определялся по откачкам из всего обводненного интервала, а также геофизическим методом расходомерии. Откачки дали величину коэффициента фильтрации 0,002 м/сут для скважины 2, и 0,007 м/сут для скважины 3 (в другом месте приведена величина 0,0007 м/сут). Расходомерия на глубине примерно 200 м дала коэффициент фильтрации примерно 0,002 м/сут для обеих скважин.

Полученные величины несколько больше, чем результаты красноярских геологов, но все равно они свидетельствуют о слабой проницаемости гнейсов. Однако, в отчете [13]

написано, «что действительные значения K_f отдельных зон оказались заниженными», и дается этому объяснение: «Низкие значения коэффициентов фильтрации, при наличии зон интенсивной трещиноватости, позволяют судить о значительной кольматации трещин». Согласно [13] для интервалов с повышенной трещиноватостью коэффициент фильтрации может достигать величины 0,1 м/сут.

Из предыдущего раздела следует, что массив гнейсов практически не изучен, а зоны с повышенной трещиноватостью могут составлять значительную часть объема. В работах [8, 9], был сделан вывод, что экспресс-откачки дают недостоверную, значительно заниженную величину коэффициента фильтрации. Учитывая все это, можно принять результат ВНИПИпромтехнологии 0,1 м/сут за среднюю величину коэффициента фильтрации гнейсов. Получается, что красноярскими геологами величина коэффициента фильтрации была занижена до 100 раз. Ниже показано, что это предположение не является излишне консервативным.

В отчете [13] участок «Верхнеитатский» назван основным участком для размещения ПГЗРО, а участок «Енисейский» – альтернативным участком, хотя во всех ранее проведенных работах этот участок даже не рассматривался. Можно предположить, что авторам отчета [13] из ВНИПИпромтехнологии принадлежит пальма первенства в выборе гнилых гнейсов для захоронения высокоактивных отходов.

Я разговаривал с менеджером проекта МНТЦ, по которому написан отчет [13]. На мой вопрос, зачем был предложен участок «Енисейский», она сказала примерно так: «Ой, там такие труднопроходимые горы до участка «Вехнеитатский». Вот так у нас обеспечивается гемморрой будущим поколениям».

Красноярские геологи, когда выдавали желаемое за действительное, не ведали, что творили, т.к. они не знакомы с общемировым подходом к выбору места расположения могильников РАО. Но авторы отчета [13] из ВНИПИпромтехнологии должны были бы это знать и не удовлетворять прихоть атомщиков по первому требованию.

Но не все плохо с ВНИПИпромтехнологией, кроме авторов отчета [13], там есть группа, занимающаяся закачкой ЖРО в глубокие пласты-коллекторы. Им предложили заняться обоснованием размещения ПГЗРО на участке «Енисейский», но они сразу поняли, какое это «болото» и отказались удовлетворять прихоть атомщиков.

Закачка ЖРО под землю дело в общем-то не очень хорошее, но это лучше, чем сливать отходы в р. Течу или в оз. Карачай, как это делается на ПО «Маяк». На территории «Маяка» возможность закачки ЖРО вызывает сомнения. Подходящие геологические структуры расположены довольно далеко от «Маяка», поэтому там паскудят под себя. Этот опыт с успехом перенял ГХК, разместив ПГЗРО на участке «Енисейский».

Горные выработки ГХК как подземная исследовательская лаборатория

В [13, 14] приведены результаты запуска красителя в призабойную часть скважин. Из скважины 2 этот краситель был обнаружен в горной выработке Комбината через сутки, а из скважины 3 не был обнаружен и через несколько месяцев. Был сделан вывод, что из-за техногенной трещиноватости, связанной с буровзрывным методом проходки горных выработок, величина коэффициента фильтрации гнейсов между выработкой и скважиной 2 может превышать 1 м/сут.

При коэффициенте фильтрации больше 1 м/сут вода из скважины 2 должна фильтроваться в горную выработку и скважина должна быть практически сухой, но согласно [13, 14] это не так. Чтобы понять, почему скважина 2 не пустая, а краситель из скважины 3 не попал в горную выработку надо иметь дополнительную информацию, которой в [13, 14] нет.

Приведенный пример показывает, что горные выработки ГХК могут являться подземной лабораторией для изучения фильтрационных и других параметров гнейсов. Нельзя сомневаться, что данные о водопитоках в горные выработки и другие гидрогеологические данные хорошо известны и задокументированы. Скорее всего, эти данные свидетельствуют о значительной проницаемости гнейсов, исключающих саму мысль о возможности сооружения ПГЗРО. Естественно, такие данные не могут быть обнародованы, и они просто засекречены.

Вместо того, чтобы использовать данные по гидрогеологии, полученные по горным выработкам ГХК, наши «захоронители» идут на обман, называя строящийся ПГЗРО подземной исследовательской лабораторией (ПИЛ). Все исследова-

ния, которые предполагается выполнить в ПИЛ, с успехом могут выполняться в выработках ГХК. Это еще раз подтверждает вранье, что сооружается ПИЛ, а не ПГЗРО.

Впрочем, «захоронители» вовсе не собираются проводить серьезные исследования в ПИЛ, эти исследования являются ширмой для переименования ПИЛ в ПГЗРО, более подробно об этом написано в моей статье [2]. Нет сомнения, что выводы красноярских геологов о водонепроницаемости гнейсов подтвердятся в ПИЛ, а все данные, свидетельствующие, что это не так, будут засекречены.

Зарубежные исследования гидрогеологии трещиноватых скальных пород

В зарубежных статьях заметной разницы фильтрационных свойств между гнейсами и гранитами обнаружить не удалось, все зависит не от названия породы, а от ее трещиноватости. В нескольких зарубежных статьях встречалось разделение изверженных и метаморфических пород на трещиноватые и нетрещиноватые. Для трещиноватых пород коэффициент фильтрации на много порядков больше, чем для нетрещиноватых, например, в [15] приведены данные для нетрещиноватых пород от $3 \cdot 10^{-9}$ до $2 \cdot 10^{-5}$ м/сут, для трещиноватых — от $8 \cdot 10^{-4}$ до $3 \cdot 10^1$ м/сут.

В данной статье полагается, что коэффициент фильтрации гнейсов участка «Енисейский» равен 10^{-1} м/сут, это примерно соответствует среднему геометрическому значению для трещиноватых пород согласно [15].

Для пород одного участка обычно наблюдается разброс значений коэффициента фильтрации на несколько порядков, а для глубин больше нескольких сотен метров среднее значение коэффициента фильтрации скальных пород получается порядка 10^{-3} м/сут. Например, в статье немецких авторов [16] до глубин 4,5 км разброс коэффициента фильтрации был от 10^{-8} до 10^1 м/сут, на глубине около 1 км разброс был меньше от 10^{-3} до 10^{-1} м/сут, среднее значение на глубине примерно 4 км составляло $5 \cdot 10^{-3}$ м/сут.

Примером использования горных выработок для получения гидрогеологических параметров может являться статья швейцарских исследователей [17]. Использовались 23 туннелей и отдельных галерей общей длиной 136 км, которые расположены в Альпах. Выработки залегали на глубинах до 1500 м в скальных породах различного состава.

В этих горных выработках проводились измерения водопритока с интервалами через 100 м., всего проведено 1361 оценок. Для расчета использовалась формула, похожая на формулу Дюпюи (3). В статье [17] получено, что до 200–400 м наблюдалось уменьшение коэффициента фильтрации с глубиной, при превышении этих глубин коэффициент фильтрации был порядка 10^{-3} м/сут. Возможно, что красноярские геологи подгоняли свои оценки коэффициента фильтрации гнейсов участка «Енисейский» к величине 10^{-3} м/сут.

Работы, подобные швейцарским исследованиям в туннелях и галереях, с успехом могут быть выполнены в горных выработках ГХК. Но «захоронителям» это не нужно, их главная задача соорудить ПГЗРО и испаскудить окружающую среду.

Недостовверные прогнозы яйцеголовых при оценке безопасности ПГЗРО

Недостовверные данные по коэффициенту фильтрации приводят к недостовверности всех оценок безопасности, выполненных по рассматриваемому ПГЗРО. Все, кто рассчитывали перенос радионуклидов из могильника, использовали величину коэффициента фильтрации, полученную красноярскими геологами.

Для захоронения РАО в Основных санитарных правилах ОСПОРБ-99/2010 установлен предел

дозы 0,01 мЗв/год. В своих статьях, например в [1], я приводил расчеты переноса радионуклидов из могильника, представленные в презентации нашего корифея в гидрогеологии, членкора РАН, профессора В.Г. Румынина [18]. Согласно этим расчетам загрязнение подземных вод может в сотни раз превысить активность, дающую дозу 0,01 мЗв/год.

В презентации [18] приведен интересный график, по оси абсцисс которого отложено объем опробования, а по оси ординат — коэффициент фильтрации. Можно предположить, что на графике приведена величина коэффициента фильтрации, получаемая при разных способах откачки. Согласно этому графику для экспресс-откачки получается коэффициент фильтрации порядка 10^{-5} м/сут, для одиночной откачки — 10^{-3} м/сут и для длительного нагнетания — 10^{-2} м/сут. Получается, что экспресс-откачка занижает коэффициент фильтрации до 1000 раз! Поэтому предположение о занижении красноярскими геологами коэффициента фильтрации примерно в 100 раз не является излишне консервативным.

Тем не менее, в расчетах В.Г. Румынина использовались данные по коэффициенту фильтрации, полученные красноярскими геологами методом экспресс-откачек. В расчетах полагалось, что коэффициент фильтрации уменьшается с глубиной, среднее значение принималось 10^{-3} м/сут.

ПГЗРО расположен примерно в 5 км от Енисея. По расчетам В.Г. Румынина несорбирующиеся радионуклиды достигнут реки за 15–20 тысяч лет [18]. Если учитывать корректную, на мой взгляд, величину коэффициента фильтрации 0,1 м/сут, то время составит 150–200 лет, т.к. скорость фильтрации воды будет в 100 раз больше.

Если время фильтрации составляет тысячи лет, то все короткоживущие радионуклиды распадутся, останутся только очень долгоживущие. Из-за этого в презентации [18] рассмотрены только следующие долгоживущие радионуклиды (в скобках приведен период полураспада в годах): селен-79 ($6,5 \cdot 10^4$), технеций-99 ($2,13 \cdot 10^5$), йод-129 ($1,57 \cdot 10^7$), цезий-135 ($2,3 \cdot 10^6$) и плутоний-239 ($2,41 \cdot 10^4$). Цезий-135 и плутоний-239 полагаются хорошо сорбирующимися, и они не доходят до Енисея.

Учет в 100 раз большей скорости фильтрации приводит к принципиально иным результатам оценки безопасности ПГЗРО, т.к. в этом случае следует учитывать сравнительно короткоживущие радионуклиды. В США к короткоживущим относят радионуклиды, период полураспада которых не превышает 100 лет, у нас установлен период меньше 31 года.

Дело в том, что в США к короткоживущим относится никель-63, период полураспада которого 100 лет, у нас ограничиваются цезием-137 (период полураспада 30 лет). Активность никеля-63 в отходах АЭС примерно такая же, как и кобальта-60. Но у нас никель-63, как правило, в отходах не измеряется, и получается, что его просто нет. Вот такая глупость царит в нашей системе учета радиоактивных веществ и РАО.

В отечественной литературе мне не удалось найти содержание в высокоактивных отходах как короткоживущих, так и долгоживущих радионуклидов, обычно приводят долгоживущие радионуклиды и суммарная альфа и бета-активность. Поэтому используется зарубежная монография [19]. Подписанную книжку с этой монографией мне подарил один из ее авторов Мик Аптед, он был руководителем группы, в которой я проходил полугодовую стажировку в США.

Согласно монографии [19] в английских РАО активность кобальта-60, никеля-63, стронция-90 и цезия-137 имеет примерно один и тоже порядок, который примерно на 4–6 порядков больше, чем у вышеприведенных долгоживущих радионуклидов, за исключением плутония-239, превышение над которым составляет примерно 2 порядка. Такие превышения активности короткоживущих радионуклидов над долгоживущими могут давать превышение облучения от десятков тысяч до миллионов раз, в данной статье полагается до сотен тысяч раз.

Имеющиеся данные по озеру Карачай показали, что миграция стронция-90 и кобальта-60 в скальных трещиноватых породах происходит практически без сорбционной задержки. Но кобальт-60 имеет период полураспада 5,27 лет, и учитывать его нет смысла, как нет смысла учитывать хорошо сорбирующийся цезий-137. Никель-63, как и кобальт-60, мигрирует в под-

земных водах в виде несорбирующегося комплексного аниона. Поэтому в данной статье полагается, что никель-63 и стронций-90 будут без задержки переноситься с подземными водами из ПГЗРО.

Получается, что учет короткоживущих никеля-63 и стронция-90, а также коэффициента фильтрации 0,1 м/сут приведет к увеличению возможного облучения населения до сотен тысяч раз по сравнению с существующими расчетами!

Выше упоминалось, что согласно расчетам В.Г. Румынина [18] доза от долгоживущих радионуклидов в подземных водах может превысить предел 0,01 мЗв/год в сотни раз. Но если учесть короткоживущие радионуклиды, то при коэффициенте фильтрации 0,1 м/сут, предел дозы может быть превышен до миллионов раз!!!

В расчетах В.Г. Румынина [18] есть оценка возможной дозы облучения от потребления воды из Енисея при поступлении в него долгоживущих радионуклидов. Возможная доза получается примерно на 4 порядка меньше предела 0,01 мЗв/год. Но если активности короткоживущих радионуклидов больше на 4–6 порядков, то доза от енисейской воды может превысить предел 0,01 мЗв/год. Получается, что даже Енисей можно запрительно загадить!

Вот какие феноменальные эффекты получаются при учете корректного, на мой взгляд, коэффициента фильтрации, и при учете активности короткоживущих радионуклидов.

Выше были приведены слова В.А. Мироненко, что экспресс-откачки являются «самым дешевым способом получить неверные параметры». Насколько я понимаю, В.Г. Румынин является учеником В.А. Мироненко, но ученик оказался немного нерадивым, т.к. результаты экспресс-откачек принимает за чистую монету. Это можно объяснить тем, что вторым автором презентации [18] является начальник красноярских геологов А.Ю. Озерский.

Другие оценщики безопасности ПГЗРО тоже используют коэффициенты фильтрации, полученные красноярскими геологами. В монографии [20] приведены расчеты фильтрации подземных вод и миграции радионуклидов. Забавно, что в этой монографии автор расчетов ссылается на свою работу, в которой вторым автором также числится начальник красноярских геологов А.Ю. Озерский. Естественно, получено, что никакой заметной миграции радионуклидов в ближайшие 50 000 лет не предвидится.

Авторов расчетов [18, 20] можно назвать аксакалами геомиграционного моделирования. Если они не задумываются, откуда взялись такие маленькие величины коэффициента фильтрации, то для начинающих геомигрантов сам бог велел свято верить партии и правительству. Что и делают авторы статьи [21], и получают время миграции радионуклидов до Енисея от $3 \cdot 10^6$ до 10^6 лет, т.е. в десятки раз больше, чем аксакалы. Похоже, что авторы статьи [21] просто не знают гидрогеологии.

Выводы об оценке безопасности ПГЗРО:

- из-за использования недостовверных данных по коэффициенту фильтрации во всех оценках безопасности ПГЗРО возможно занижение облучения будущих поколений до сотен тысяч раз;
- объективная оценка безопасности ПГЗРО невозможна, т.к. оценщики вместе с красноярскими геологами, по-моему, выполняют заказ атомщиков во что бы то ни стало доказать пригодность участка «Енисейский» для захоронения высокоактивных отходов;
- по-моему, нашим яйцеголовым объективная оценка безопасности ПГЗРО просто не нужна, судя по цитированным работам, их главная цель — повыпендриваться в наукообразном словоблудии.

Сравнение участков «Енисейский» и «Верхнеитатский»

В своих статьях, например в [1], я приводил сравнение величины коэффициента фильтрации

участка «Енисейский» с участком «Верхнеитатским», который был рекомендован учеными для размещения ПГЗРО. По литературным данным коэффициент фильтрации гранитоидов участка «Верхнеитатский» в сотни и тысячи раз меньше, чем у гнейсов участка «Енисейский». Поэтому я делал вывод, что участок «Енисейский» в сотни и тысячи раз опаснее, чем участок «Верхнеитатский».

Оказывается, я ошибался во много тысяч раз. На участке «Верхнеитатский» из-за небольшой проницаемости гранитоидов короткоживущие радионуклиды не дадут большого вклада в облучение населения. Но из-за значительно большей проницаемости гнейсов участка «Енисейский» облучение от короткоживущих радионуклидов будет до сотен тысяч раз больше, чем от долгоживущих нуклидов. Поэтому участок «Енисейский» оказывается до сотен тысяч раз опаснее участка «Верхнеитатский».

Вот к каким фантастически зловерным последствиям привело на первый взгляд невинное «желание» С.В. Кириенко и П.М. Гаврилова придвинуть ПГЗРО на 20 км ближе к ГХК. Ликвидация последствий этого «желания» по затратам может сравниться с ликвидацией последствий Чернобыльской аварии.

Красноярские геологи и наши яйцеголовые всеми силами поддерживают зловерные планы по сооружению ПГЗРО возле Железногорска. На мой взгляд, поддержка продиктована жадностью, непорядочностью и некомпетентностью, а осуществляется с помощью вранья.

Литература. 1. Б.Е.Серебряков. Сосновый Бор, Железногорск, далее везде. Интернет-издание «Протом», 01.06.2016. <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=6780> 2. Б.Е.Серебряков. Яйцеголовые идут в атаку. Интернет-издание «Протом», 21.10.2019. <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=8832> 3. Рубан А.В. Исследование и прогноз миграции радионуклидов при захоронении РАО на участке «Енисейский» Нижнеканского гранитоидного массива. Магистерская диссертация по направлению 020300 «Геология». СПбГУ, Кафедра гидрогеологии. СПб, 2017. 4. Озерский А.Ю., Караулов В.А. Гидрогеологические исследования при изысканиях для подземного строительства в пределах массива кристаллических пород в южной части Енисейского края // Инж. изыскания. 2012. № 11. С. 52–59. http://www.geomark.ru/journals_list/zhurnal-inzhenernye-izyskaniya-112012/?attach=2220 5. А.Ю. Озерский, В.А. Караулов. Гидрогеологическая структура водонепроницаемых кристаллических пород в южной части Енисейского края. <http://elib.bsu.by/bitstream/123456789/185977/1/53--56.pdf> 6. Озерский А.Ю., Караулов В.А. Формирование подземных вод в практически водонепроницаемых архейских кристаллических породах в южной части Енисейского края. Фундаментальные и прикладные проблемы гидрогеологии: материалы Всероссийского совещания по подземным водам Востока России г. Якутск, 22–28 июня 2015 г. с. 307–311. <http://www.spnl.nsc.ru/FullText/konfe/XXIplw1015.pdf> 7. Скабалланович И.С. Методика опытных откачек. Госгеолтехиздат, М., 1960. 8. Лехов М.В., Лехов С.М. Опытные откачки: назначение, планирование и достоверность результатов. Материалы докладов Общероссийской научно-практической конференции «Современные полевые и лабораторные методы исследования грунтов — изыскания и проектирование». МГУ, М., 2018. https://www.researchgate.net/publication/33055520_5_220119_Materialy_dokladov_po_proekt-izysk_konf_2 9. Лехов С.М., Лехов М.В. Методы расчета и причины ошибочных результатов экспресс-откачек из скважин // Инженерные изыскания. 2017. № 2. С. 38–50. <https://www.engineeringsurvey.ru/jour/article/viewFile/394/395.pdf> 10. Кочкин Б.Т. Задача изучения геологической среды участка Енисейский на текущем этапе реализации проекта захоронения. // Радиоактивные отходы.— 2019.— № 2 (7) — С. 76–91. 11. Мартынов К.В. Захарова Е.В. Анализ локализации и сценария эволюции ПГЗРО на участке Енисейский (Красноярский край) // Радиоактивные отходы.— 2018.— № 2 (3). — С. 52–62. 12. Морозов О. А., Расторгуев А. В., Неуважав Г. Д. Оценка состояния геологической среды участка Енисейский (Красноярский край) // Радиоактивные отходы 2019 № 4 (9) — С. 46–62. 13. Разработка обобщенного плана проведения научно-исследовательских работ по созданию объекта подземной изоляции РАО на Нижнекамском массиве. Итоговый отчет по проекту МНТЦ #2377В, ВНИИПТ, М., 2005. 14. В.С. Гупало. Оценка долговременных изменений фильтрационных характеристик зоны техногенной и природной трещиноватости объектов подземной изоляции ВАО. Горный информационно-аналитический бюллетень. 2017. № 12. С. 115–121. 15. G.M. Duffield. Representative Values of Hydraulic Properties. Hydraulic Conductivity (K). Last update on Sat Nov 23 2019. http://www.aqtesolv.com/aquifer-tests/aquifer_properties.htm 16. I. Stober, K. Bucher. Hydraulic properties of the crystalline basement. Hydrogeology Journal, volume 15, (2007), pages 213–224. 17. O. Masset, S. Loew. Hydraulic conductivity distribution in crystalline rocks, derived from inflows to tunnels and galleries in the Central Alps, Switzerland. Hydrogeology Journal (2010) 18: p. 863–891. 18. В.Г. Румынин, А.Ю. Озерский. Оценка долговременной безопасности пункта окончательной изоляции РАО (участок «Енисейский»). ОАО «Красноярскгеология», Институт геологии им. Е.М. Сергеева РАН, СПб Отделение. Москва, 6 ноября 2014 г. http://www.hge.spbu.ru/download/presentation_ru_oz.pdf 19. The Scientific and Regulatory Basis for the Geological Disposal of Radioactive Waste. Edited by David Savage. John Wiley&Sons. Chichester — New York — Brisbane — Toronto — Singapore, 1995. 437 p. 20. Кочкин Б.Т., Мальковский В.И., Юдинцев С.В. Научные основы оценки безопасности геологической изоляции долгоживущих радиоактивных отходов (Енисейский проект). М.: ИГЕМ РАН, 2017. — 384 с. 21. Васильев А. Д., Кондратенко П. С., Матвеев Л. В. Неравновесная модель двойной пористости для описания миграции радионуклидов на участке «Енисейский» // Радиоактивные отходы.— 2018.— № 1 (2). — С. 76–88.



Александр
Провирнов

Алхимики XXI века.

Александр Пархомов

К алхимикам 21 века можно отнести и Александра Георгиевича Пархомова. Он известен как первый российский экспериментатор, которому удалось повторить опыт в Лугано. Напомню, в 2014 году группа физиков в Лугано, в Швейцарии провела месячный опыт на установке никель-водородного теплогенератора, предоставленной Андреа Росси.

По окончании эксперимента группа из Лугано опубликовала подробный отчет [1]. Данные отчета [1] позволили Александру Пархомову в домашней лаборатории повторить опыт в Лугано и получить выход тепла с коэффициентом COP (отношение выделившегося тепла к затратам электроэнергии), равным 2,7. Вот что рассказал Александр Пархомов на семинаре в РУДН 25 декабря 2014 года: «В октябре 2014 г. был опубликован отчет группы экспертов об испытании одного из реакторов Росси, проработавшего более месяца с большим выделением избыточного тепла. Я внимательно прочитал этот отчет, и решил попробовать создать нечто подобное, но с более надежной методикой измерения выделяющегося тепла. В моей домашней лаборатории была необходима измерительная аппаратура и все нужное для изготовления реакторов и калориметра. После нескольких неудач один из реакторов выделил тепла значительно больше потребленной электроэнергии и намного больше, чем может дать любая химическая реакция.»

Основные результаты эксперимента в Лугано:

- Зарегистрировано превышение тепловыделения над потребленной электроэнергией в 3,2 раза при температуре 1250°C и в 3,6 раза при температуре 1400°C.
- В отработавшем топливе существенно возросло относительное содержание 6Li и снизилось содержание 7Li.
- В отработавшем топливе очень сильно снизилось содержание всех изотопов никеля, кроме 62Ni. Содержание этого изотопа возросло с 3,6% до 99%.

Александр Пархомов создал упрощенный реактор АП1. (см. рис. 2), в котором, как и в Лугано, в качестве топлива использовалась смесь карбонильного никеля и алюмогидрида лития, образующего после разложения водорода. Масса топлива около 1 г.

В данном эксперименте использована методика, основанная на количестве выкипающей воды. Реактор находился в закрытом металлическом сосуде (см. рис. 3). Этот сосуд был погружен в воду. Часть воды уходила в виде пара без интенсивного кипения только за счет поверхностного испарения, что дает основание полагать, что не было интенсивного захвата влаги потоком пара. Это важно отметить, так как основная претензия скептиков сводилась к утверждению, что с паром уносятся капельки воды, и это дает большую неопределенность в расчет COP. Измерив убыль воды, по известной величине теплоты парообразования (2260 кДж/кг) нетрудно вычислить количество выделившегося тепла. Поправку на потерю тепла через теплоизоляцию можно рассчитать по скорости охлаждения после выключения реактора. На рис. 3 представлена схема используемого калориметра.

Сообщение Александра Георгиевича на семинаре в РУДН 25 декабря 2014 произвело эффект разорвавшейся бомбы. Впервые был получен аналогичный А. Росси результат. Затем были сообщения из Сарова, Волгограда, Китая об аналогичных результатах, но Александр Георгиевич



Рис. 1 Экспериментальный реактор в Лугано [1]

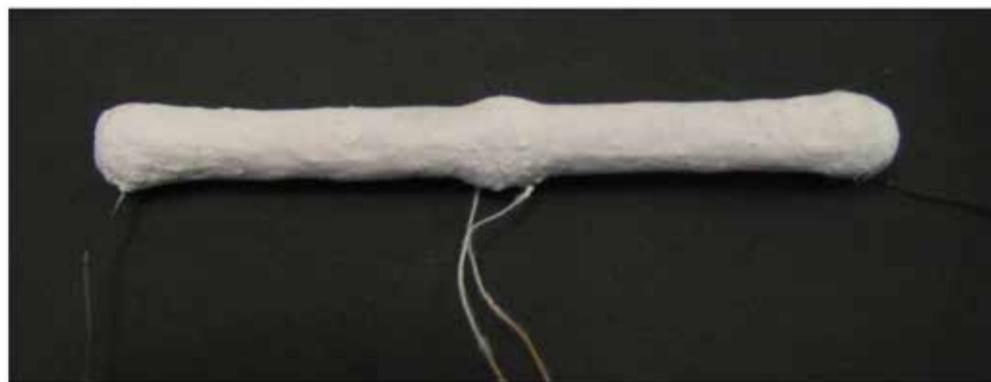
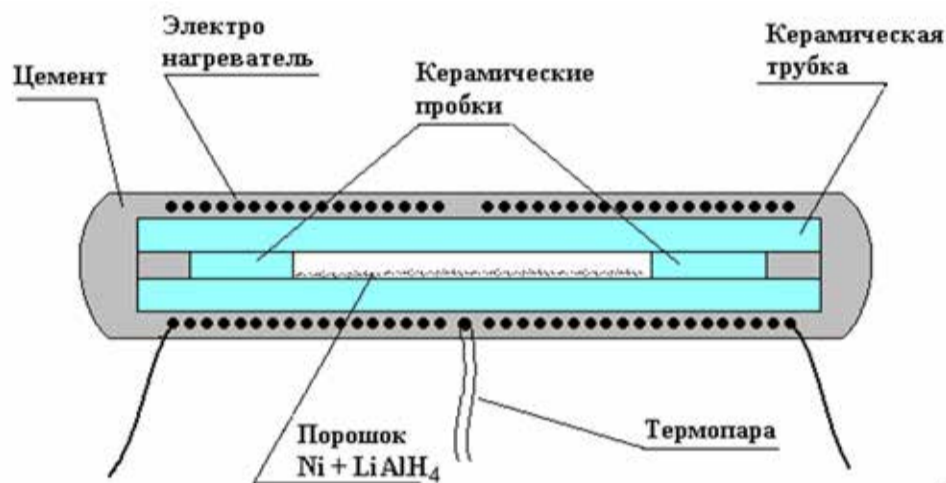


Рис. 2 Конструкция реактора АП1, о котором было доложено 25 декабря 2014 на семинаре в РУДН [2]

был первым.

Практически сразу же образовалась опытно-конструкторская лаборатория «КИТ», где Александру Георгиевичу были предоставлены помещение и требуемые инструменты и материалы.

На рис. 4 представлены результаты 15 экспериментов. Красным отмечены эксперименты с топливом, черным эксперименты с нагревом реактора без топлива. Как видно, все эксперименты без топлива дают результат COP в районе 1. И только в экспериментах с топливной смесью 640 мг Ni + 60 мг LiAlH4 наблюдались значительные отклонения от 1 (от 1.73 до 2.74).

Следующие эксперименты уже проводились на более совершенной установке АП2. (см. рис. 5). В нее было включено измерение давления водорода в реакторе.

Реактор был загружен топливной смесью 640 мг Ni + 60 мг LiAlH4. Он работал с 16 по 22 марта 2015, произведя около 150 Мдж избыточного тепла. Основные результаты [3]:

- В качестве топлива обычно использовалась смесь карбонильного никеля и алюмогидрида лития, образующего после разложения водород. Масса топлива око-

ло 1 г. Исключение – первый китайский эксперимент (20 г).

- Во втором китайском эксперименте использован чистый никель в атмосфере водорода.
- Обычно топливо находилось в контейнере из тонкой нержавеющей стали или никеля, размещаемом в герметичной трубке из керамики на основе корунда. Также проведены эксперименты с использованием вместо керамики кварца и нержавеющей стали.
- Электронагреватели изготавливались на основе провода из фехрала (кантала) или нихрома. А. Росси использовал жаростойкий сплав «инконель»
- Во всех экспериментах, кроме китайского, не было предварительного вакуумирования.
- В большинстве экспериментов использованы контроллеры, поддерживающие задаваемую или программируемую температуру. Нагрев до рабочей температуры осуществлялся на протяжении нескольких часов.

- Три эксперимента для оценки тепловыделения имели специальные калориметры. В остальных экспериментах для оценки тепловыделения применялась методика сопоставления реакторов с топливом и без топлива. Измеренное превышение тепловыделения над потребленной электроэнергией от 1,2 до 3.
- Прекращение работы реакторов происходило либо из-за их разрушения, либо по причине завершения рабочего дня там, где была невозможна круглосуточная работа.

В лаборатории «КИТ» был изготовлен калориметр с проточной водой. В дальнейшем все эксперименты проводились с использованием этого калориметра, позволяющего измерять мощность тепловыделения с погрешностью меньше 3%. «Один из испытанных в комплексе с этим калориметром реакторов «Проток-6» непрерывно проработал с 11 апреля до 29 мая 2016 г с выделением избыточной тепловой мощности от 20 до 65 Вт. Интегральная наработка избыточной энергии на этом реакторе около 100 МДж» [3], [4],[5].

«После вскрытия реактора было обнаружено, что внутренняя поверхность внешней трубки вблизи нагревателя покрылась серым бугристым стекловидным налетом. Топливо приобрело вид стекловидной массы с вкраплениями металличе-

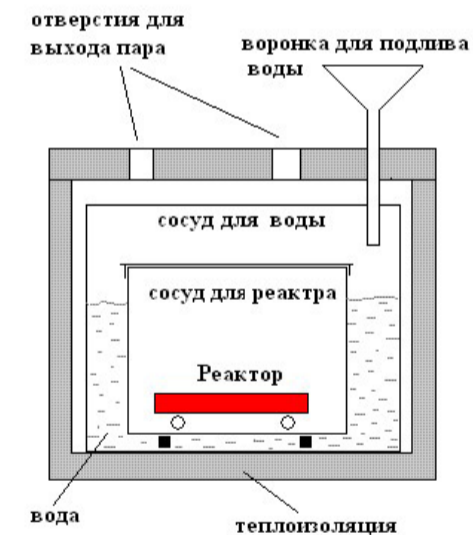


Рис. 3 Калориметр, с помощью которого проведены первые эксперименты с реактором АП1 [2]

Реактор с топливом

Дата	Темпер. °С	Длит. мин	Потр. Вт	Произв. Вт	COP
20.12.2014	970	38	301	297	0,99
20.12.2014	1150	50	395	758	1,92
20.12.2014	1290	40	499	1365	2,74
04.01.2015	940	131	304	305	1,00
04.01.2015	1020	75	377	407	1,08
10.01.2015	1080	73	181	284	1,77
18.01.2015	800	90	308	293	0,95
18.01.2015	1080	38	78	135	1,73

Реактор без топлива

Дата	Темпер. °С	Длит. мин	Потр. Вт	Произв. Вт	COP
02.01.2015	210	56	211	227	1,07
02.01.2015	470	88	433	414	0,95
02.01.2015	1050	16	928	1035	1,12
21.01.2015	1000	69	297	296	1,00
21.01.2015	1080	43	306	297	0,97
28.01.2015	900	65	95,5	105	1,08
28.01.2015	1100	66	116	116	1,00
28.01.2015	1200	50	151	147	0,97

Рис. 4 Результаты различных экспериментов с установкой АП1. [2]

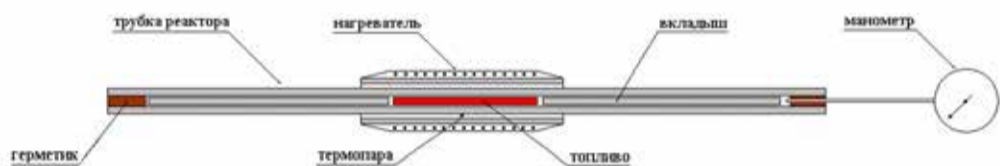


Рис. 5 Установка АП2 Александра Пархомова [3]



Рис. 6 Реактор «Проток 6» после вскрытия. [5]

ских шариков размером около 0,1 мм. Несколько шариков имели диаметр до 1 мм. На концах засыпки топливо приобрело вид спекшейся массы, содержащей мелкие металлические шарики. Помимо этого, в пространстве между внутренней и внешней трубками появилось вещество в виде порошка и ваты. Исходная топливная смесь, металлический шарик из отработавшего топлива, топливо на краю активной зоны, образовавшееся вещество, налет на внутренней поверхности наружной трубки были подвергнуты масс-спектрометрическому анализу в ГеоХи РАН методом ICP-MS» (см. рис. 7). [5]

Реактор с прозрачной сапфировой трубкой С1 проработал 10 часов с избыточной мощностью до 350 Вт. Превышение мощности выделяемого тепла над мощностью потребляемой

электроэнергии лежало в пределах 1,6–2,4.

Реактор ВВЗ (см. рис. 8) отличался от реактора «Проток-6» другим исполнением теплонагревателя и отсутствием калориметра, помимо внутреннего нагревателя, имел второй нагреватель, обвивающий наружную керамическую трубку. В качестве топлива использовалась смесь никелевого порошка с алюмогидридом лития массой 1,5 г. В топливо были добавлены кусочки вольфрамового провода общей массой 0,77 г. Реактор проработал с 14 июня по 24 июля 2016 года, производя в среднем дополнительную над затратами мощность 330 Вт и в сумме 790 МДж энергии.

Реактор КВЗ проработал с 20 декабря 2016 г до 31 января 2017 г. с избыточной мощностью 100–200 Вт. Интегральная наработка избыточ-



Рис. 8 Реактор ВВЗ



Рис. 9 Реактор КВЗ [5]

ного тепловыделения около 400 МДж. Главное отличие его от предшествующих реакторов заключалось в том, что он был загружен порошком никеля массой 1,8 г без примеси алюмогидрида лития. Насыщение водородом осуществлялось путем выдерживания в газообразном водороде. Кроме того, в отличие от вышеописанных реакторов, он имел не керамическую, а кварцевую внешнюю трубу. Нагреватель был сделан не из чистого вольфрама, а из сплава вольфрама-рений. Заключение из работы [6]:

1. Проведен анализ изотопного и элементного состава вещества в четырех никель-водородных реакторах различной конструкции с наработкой избыточной энергии от 100 до 790 МДж. Исследованы не только изменения в топливе, но и материалах, прилегающих к активной зоне. Кроме того, исследован состав вещества, накапливающегося в полости реактора вблизи активной зоны.

2. Достоверных изменений изотопного состава никеля и лития, за исключением анализа

топлива реактора АП2 в университете Uppsala (Швеция), не обнаружено.

3. Значительное возрастание концентрации примесей целого ряда нуклидов обнаружено не только в топливе, но и в конструктивных элементах, примыкающих к активным зонам реакторов. Помимо вольфрама и рения, появление которых можно объяснить миграцией из спирали нагревателя, в них сильно возрастает содержание бора, в также нуклидов с атомными массами 43–53, 64–83, 107–130, 198–208.

4. В веществе, накопившемся в полости реактора вблизи активной зоны, помимо вольфрама, присутствует много железа, натрия, калия, никеля, кремния, кальция, скандия и других элементов. [6]

Но рекордсменом стал эксперимент с никель-водородным теплогенератором, который непрерывно проработал 225 суток (более 7 месяцев) при мощности тепловыделения сверх затраченной электроэнергии от 200 до 1000 Вт (тепловой коэффициент 1,6–3,6). Завершение работы связано с исчерпанием ресурса. Общая наработка избыточной энергии около 4100 МДж. [7].

В качестве топлива в реакторе использован насыщенный водородом порошок никеля массой 1,2 г. По данным [7] выделение энергии на 1 атом никеля 2,1 Мэ В.

Проведенные предварительные операции [7]:

- Откачка воздуха форвакуумным насосом
- Наполнение водородом до давления близкого к атмосферному
- Нагрев до температуры 300°C. Сутки при такой температуре
- Откачка форвакуумным насосом
- Нагрев до температуры 350°C.
- Наполнение водородом до давления близкого к атмосферному. Двое суток при температуре 350°C. При этом давление снизилось до –0,2 атм.

Обнаружено множество элементов, изначально в топливе и конструктивных материалах практически отсутствующих. Особенно много появилось кальция. Во внутренней керамической трубке содержание кальция достигло 23% при исходном содержании около 1%. (см. рис. 12). Существенных изменений в изотопном составе никеля не обнаружено

Как пишет Александр Георгиевич [7]: «Оптимизация конструкции, применение более термостойких конструктивных материалов и надежная герметизация позволили достичь 7-месячной продолжительности работы никель-водородного реактора при избыточной мощности до 1 кВт (тепловой коэффициент до 3,6). 1 г никеля обеспечил выделение избыточного тепла около 4100

До работы в реакторе					После работы в реакторе								
Топливо исходное		Керамика		W провод		Металлическая капля в отработавшем топливе		Налет на внутренней поверхности наружной керамической трубки		Вещество, накопившееся между внутренней и наружной трубками.			
7Li	0,74	23Na	7,03	23Na	5,37	11B	0,19	23Na	1,56	11B	0,44	75As	0,43
23Na	1,90	24Mg	1,61	24Mg	0,25	23Na	5,07	24Mg	1,16	23Na	14,7	76Ge, Se	0,16
24Mg	0,12	25Mg	0,23	27Al	0,31	24Mg	0,21	25Mg	0,15	24Mg	0,82	77Se	0,17
27Al	3,63	26Mg	0,28	29Si	1,88	27Al	0,22	26Mg	0,17	26Mg	0,15	79Br	0,97
29Si	1,04	27Al	65,05	31P	0,18	29Si	3,94	27Al	0,23	27Al	0,92	81Br	1,03
39K	1,60	29Si	1,55	39K	6,09	31P	0,14	29Si	0,77	29Si	9,37	90Zr	0,16
44Ca	0,28	31P	0,16	44Ca	1,06	39K	3,51	39K	0,86	31P	0,32	115InSn	0,26
45Sc	0,22	39K	8,36	45Sc	0,80	43Ca	0,14	44Ca	0,71	39K	9,89	120Sn, Te	0,12
51V	0,68	44Ca	0,94	54Cr	0,40	44Ca	1,08	45Sc	0,24	43Ca	0,35	127I	0,15
53Cr	0,22	45Sc	0,61	56Fe	10,46	45Sc	0,91	51V	0,10	44Ca	2,15	138Ba, La, Ce	0,36
55Mn	0,17	48Ti, Ca	0,15	182W	18,50	51V	1,56	52Cr	0,57	45Sc	1,95	140Ce	6,54
56Fe	0,99	54Cr	0,41	183W	9,52	52Cr	0,14	53Cr	0,10	48Ti, Ca	0,13	142Ce, Nd	0,85
58Fe, Ni	55,91	56Fe	10,00	184W	21,48	53Cr	0,51	54Cr	1,17	51V	6,08	182W	3,50
60Ni	23,58	58Fe, Ni	0,15	186W, Os	21,29	54Cr	0,46	56Fe	19,1	52Cr	0,48	183W	1,77
61Ni	1,10	89Y	0,25	200Hg	0,20	55Mn	0,14	57Fe	0,45	53Cr	2,07	184W, Os	4,09
62Ni	3,63	90Zr	0,44	202Hg	0,21	56Fe	7,36	58Fe, Ni	32,31	54Cr	0,61	186W, Os	3,82
64Ni, Zn	1,24	92Sr, Mo	0,16	198Hg	0,21	57Fe	0,18	59Co	0,40	55Mn	0,28	206Pb	0,21
66Zn	0,16	94Sr, Mo	0,16			58Fe, Ni	45,07	60Ni	13,93	56Fe	6,48	207Pb	0,19
68Zn	0,12	138 Ba, Ce	0,33			60Ni	19,81	61Ni	0,68	57Fe	0,18	208Pb	0,49
79Br	0,13	206Pb	0,13			61Ni	0,86	62Ni	2,10	58Fe, Ni	8,25		
81Br	0,12	208Pb	0,29			62Ni	2,97	64Ni, Zn	5,06	60Ni	3,30		
138Ba, La, Ce	0,25					63Cu	0,14	66Zn	2,88	61Ni	0,15		
206Pb	0,32					64Ni, Zn	1,62	67Zn	0,47	62Ni	0,54		
207Pb	0,25					66Zn	0,52	68Zn	2,02	63Cu	0,17		
208Pb	0,69					68Zn	0,40	88Sr	0,11	64Ni, Zn	1,48		
						75As	0,15	115InSn	0,13	66Zn	0,81		
						79Br	0,35	140Ce	0,37	67Zn	0,15		
						81Br	0,36	182W	2,81	68Zn	0,63		
						138Ba, La, Ce	0,14	183W	1,54				
						184W, Os	0,12	184W, Os	3,52				
						208Pb	0,17	186W, Os	3,24				

Рис. 7 Относительное содержание нуклидов (атомные %) в топливе и около активной зоны реактора «Проток-6» до и после работы реактора. Показаны нуклиды с содержанием >0,1%. [5].

	До	После	После/до		До	После	После/до
10B	0,0008	0,0318	41,8	114Cd,Sn	0,0005	0,0064	11,9
11B	0,0054	0,1277	23,4	116Cd,Sn	0,0022	0,0275	12,8
29Si	0,3709	4,2603	11,5	117Sn	0,0011	0,0129	12,0
43Ca	0,0158	0,2638	16,7	118Sn	0,0024	0,0422	17,9
44Ca	0,2123	3,1461	14,8	119Sn	0,0014	0,0165	11,7
45Sc	0,0507	2,0384	40,2	120Sn,Te	0,0034	0,0670	19,5
46Ti,Ca	0,0074	0,0836	11,3	119Sn	0,0014	0,0165	11,7
51V	0,0028	0,2151	78,0	122Te	0,0007	0,0101	15,0
53Cr	0,0057	0,0753	13,3	127I	0,0062	0,1589	25,7
64Ni,Zn	0,0186	0,2224	12,0	128Te	0,0002	0,0046	22,8
66Zn	0,0099	0,1102	11,1	124Te	0,0008	0,0092	11,4
67Zn	0,0014	0,0211	15,0	130Te	0,0006	0,0101	16,7
68Zn	0,0080	0,0808	10,1	182W	0,0076	4,3168	567,8
72Ge	0,0001	0,0037	27,2	183W	0,0035	2,3489	671,7
75As	0,0001	0,0138	102,2	184W	0,0076	5,0087	658,8
76Ge,Se	0,0115	0,1976	17,2	185Re	0,0006	5,9469	9827,0
77Se	0,0001	0,0055	82,2	186W,Os	0,0089	4,7748	537,6
78Se,Kr	0,0028	0,0542	19,7	198Hg	0,0001	0,0321	238,5
79Br	0,0028	0,0560	20,3	199Hg	0,0007	0,0248	33,5
81Br	0,0040	0,0790	19,6	200Hg	0,0004	0,0560	138,9
83Kr	0,0001	0,0009	13,7	202Hg	0,0005	0,0606	128,8
107Ag	0,0067	0,0863	13,0	203Tl	0,0015	0,1498	101,2
109Ag	0,0071	0,1020	14,3	204Pb,Hg	0,0010	0,0101	10,0
113Cd,In	0,0001	0,0009	13,7				

Рис. 10 Относительное содержание нуклидов (атомные %) в керамической трубке до и после работы реактора КВЗ. Показаны нуклиды, содержание которых возросло более чем в 10 раз. [6]

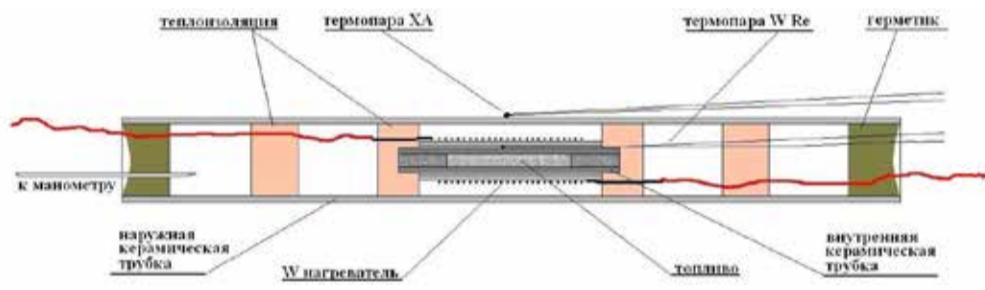
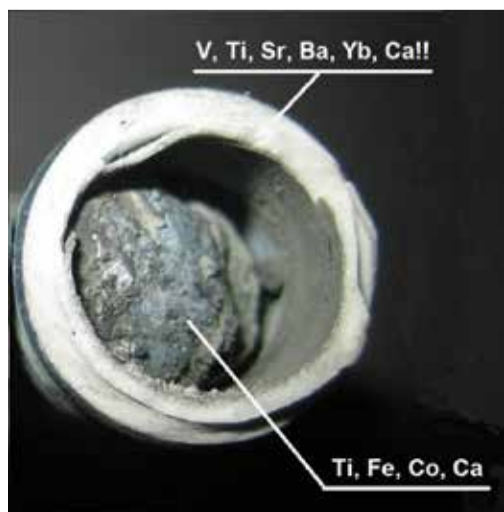


Рис. 11 Общий вид и схема реактора, проработавшего более 7 месяцев [7]



Рис. 12 Реактор после выдержки в 7 месяцев [7]



МДж. Такая энергия выделяется при сгорании 100 л нефтепродуктов. Огромное энерговыделение при низкой массе топлива и компактности никель-водородных реакторов в сочетании с отсутствием вредных химических и радиоактивных отходов и излучений открывает принципиально новые перспективы для применения в энергетике, в промышленности, на транспорте и в коммунальном хозяйстве.»

Результаты элементного анализа [7]: «Содержание 64Ni не определялось в связи с возможным наложением 64Zn, поэтому в таблице приведены данные для этого изотопа из справочника. Из-

мерения показали заметное снижение содержания 61Ni, однако этот результат не подтвердился анализом, сделанным в Упсала. Кроме никеля, в НИЦ «СИНТЕЗТЕХ» был сделан анализ изотопного состава вольфрамового провода нагревателя до и после пребывания в теплогенераторе. Изменений в изотопном составе не обнаружено. Заметим, что существенных изменений не обнаружено не только в описываемом, но и ни одном из никель-водородных реакторов, где делались такие анализы. Реактор в Лугано является исключением. Анализ элементного состава вещества образцов, взятых в разных местах теплогенератора, сделан в НИЦ «СИНТЕЗТЕХ» и ООО «АМТЕРТЕК» методом энергодисперсионной рентгено-флуоресцентной спектроскопии. Отметим, что этот метод анализирует поверхностный слой вещества и не позволяет определять элементы легче алюминия. Обнаружено множество элементов, в том числе, изначально в топливе и конструкционных материалах практически отсутствующих (V, Ga, Co, Sr, Yb, Hf). Особенно много появилось кальция. Во внутренней керамической трубке содержание кальция достигло 23% при исходном содержании около 1%.»

В работе [9] Александр Пархомов предложил гипотезу, объясняющую возможность протекания низко-энергетических ядерных реакций в кристаллических решетках. Суть ее сводится к цепочке: тепловые колебания атомов и электронов порождают фотоны, которые в свою очередь с определенной вероятностью могут распадаться на пару «медленных (низко-энергетичных)» нейтрино-антинейтрино. Минимальный порог для рождения такой пары – 0,5эВ, что возможно при температуре в металле выше 1000°С. В процессе бета распада энергия нейтрино (антинейтрино) порядка 1 Мэ В. Рождающаяся из фотона пара может иметь массу покоя нейтрино (антинейтрино) 0,28эВ, а кинетическую энергию не выше 0,1эВ. Отсюда вероятность взаимодействия с ядром и электроном может быть гораздо выше для «медленных» нейтрино (антинейтрино). Низкой энергией взаимодействующей с ядром пары нейтрино (антинейтрино) можно объяснить и отсутствие радиационного излучения при LENR. Конечно, эта гипотеза требует экспериментального подтверждения, над чем Александр Георгиевич продолжает работать.

Заключение

Большой объем экспериментов, проведенных Александром Пархомовым, дает основание надеяться, что рано или поздно будет создано устройство с COP более 10, которое уже можно будет использовать в практических устройствах по производству тепла и электричества.

Длительный эксперимент в 7 месяцев также показывает возможности используемых материалов. Однако необходим поиск новых материалов, способных выдержать длительное время температуры в 1400–1800°С.

Практически каждый эксперимент заканчивался неуправляемым режимом и расплавлением реактора, что говорит о том, что для практического использования необходим поиск устройств и алгоритмов управления реакцией.

Нейтринная гипотеза Александра Пархомова, объясняющая течение низко-энергетических ядерных реакций, требует дальнейшего исследования и экспериментального подтверждения по принципу: теоретическое предсказание – экспериментальное подтверждение.

Р.С. Александр Георгиевич окончил МИФИ. В это время был сооружен и запущен ядерный реактор МИФИ, на котором дипломник А.Г. Пархомов работал.



Освоил методику измерений, способную работать в таких условиях, причем такую, которая позволяла бы отдельно регистрировать нейтроны и гамма излучение. Занимался этой тематикой на протяжении 12 лет, когда работал в МИФИ инженером, потом научным сотрудником.

После МИФИ работал в разных организациях. Исследовал действие радиации на электронику, был членом комиссии по биолокации, которую возглавлял знаменитый геолог и оператор биолокации Н.Н. Сочеванов.

Объяснить феномен биолокации удалось, предположив, что носителем информации здесь

являются медленные нейтрино. Получилось удивительно хорошее согласие с эмпирическими закономерностями, полученными Н.Н. Сочевановым.

Предложили гипотезу, что загадочная рассеянная во Вселенной «скрытая масса» (ее потом стали называть «темной материей») состоит из таких «медленных» нейтрино. Их свойства радикально отличаются от свойств «быстрых» нейтрино, которые с большим трудом пытаются изучать ядерные физики и астрофизики. Отличаются прежде всего тем, что для медленного нейтрино характерны не корпускулярные, а волновые свойства, и взаимодействует оно не с одной частицей вещества, а сразу с огромным числом. Благодаря этому появляется возможность довольно просто управлять нейтринными потоками и регистрировать их.

Выступил с докладами о гипотезе «медленных» нейтрино в ИОФАНЕ и ФИАНЕ. Вскоре в нескольких организациях были начаты исследования свойств медленных нейтрино. Среди людей, принимавших участие в этих работах, были Н.В. Самсоненко и В.И. Муромцев.

В 1991 г. финансирование прекратилось на стадии, когда в общих чертах стали понятными свойства потоков медленных нейтрино и предсказаны эффекты, которые можно наблюдать экспериментально.

Продолжил исследования в домашней лаборатории. Все предсказанные эффекты (отражение и преломление нейтринных потоков, возможность их фокусировки, периодические колебания и кратковременные всплески скорости бета распадов) были обнаружены. Для этого потребовалось создать комплекс специфических детекторов, измерительной и многоканальной регистрирующей аппаратуры, способной непрерывно работать на протяжении многих лет. Полученные результаты опубликованы в [8], о них А.Г. Пархомов неоднократно докладывал, в том числе в МГУ, в МИФИ, в МФТИ, в РУДН, в ИЯИ. Доклады неизменно воспринимались с большим интересом, но не нашлось никого, кто хотя бы попытался воспроизвести эти интригующие опыты. Правда, несколько лет назад за рубежом были проведены исследования и эксперименты, подтвердившие наличие периодических колебаний скорости бета распадов.

В конце 2011 г. принял участие в экспериментах в ИАЭ им. Курчатова по нагреву различных веществ в водороде и дейтерии при давлении до 100 атмосфер. Было обнаружено появление нейтронов. Кроме этих опытов, было много экспериментов на установках с плазменным электролизом.

С 2015 г. работа в ОКЛ «КИТ», дочерней фирме компании «КОНТИ» по разработке ХТЯ-теплогенераторов, пригодных для практических применений.

Перечень работ Александра Георгиевича представлен на сайте ХТЯИШМ по адресу: <http://lenr.seplm.ru/galereya-slavy/parkhomov-aleksandr-georgievich-kak-ya-doshel-do-zhizni-takoi-kakoi-nyne-zhivu>

Книга [8] переведена на английский язык и представлена в издательстве «Амазон» по адресу: <https://www.amazon.com/dp/171122121X>

31 января 2019 года Александру Георгиевичу исполнилось 75 лет.

Литература: 1. Giuseppe Levi, Bologna University, Bologna, Italy, Evelyn Foschi, Bologna, Italy, Torbjörn Hartman, Bo Höistad, Roland Pettersson and Lars Tegnér, Uppsala University, Uppsala, Sweden, Hanno Essén, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, «Indication of anomalous heat energy production in a reactor device containing hydrogen loaded nickel powder», <https://arxiv.org/ftp/arxiv/papers/1305/1305.3913.pdf> 2. Пархомов А.Г. Исследование аналога высокотемпературного теплогенератора Росси. –ЖФНН, 2015, т. 3, № 7, с. 68–72, <http://www.unconv-science.org/pdf/7/comments1-ru.pdf> 3. Пархомов А.Г. Результаты испытаний нового варианта аналога высокотемпературного теплогенератора Росси. –ЖФНН, 2015, т. 3, № 8, с. 34–38, <http://www.unconv-science.org/pdf/8/comments.pdf> 4. Пархомов А.Г. «Длительные испытания никель-водородных теплогенераторов в проточном калориметре. ЖФНН, 4(12–13):74–79, 2016. <http://www.unconv-science.org/pdf/12/parkhomov-ru.pdf> 5. Алабин К.А., Андреев С.Н., Забавин С.Н., Пархомов А.Г., Соболев А.Г., Тиммербулатов Т.Р. «ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НИКЕЛЬ – ВОДОРОДНЫХ РЕАКЦИЙ С АНОМАЛЬНО ВЫСОКИМ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕМ». Опыт-конструкторская лаборатория КИТ, семинар в ФИАН 23.12.2016 6. Пархомов А.Г., Алабин К.А., Андреев С.Н., Забавин С.Н., Соболев А.Г., Тиммербулатов Т.Р. Изменения изотопного и элементного состава высокотемпературных никель-водородных реакторах. ЖФНН, т. 5, № 15–16, 2017 <http://www.unconv-science.org/pdf/15/parkhomov2.pdf> 7. Пархомов А.Г., Жигалов В.А., Забавин С.Н., Соболев А.Г., Тиммербулатов Т.Р. «НИКЕЛЬ – ВОДОРОДНЫЙ РЕАКТОР НЕПРЕРЫВНО ПРОРАБОТОВШИЙ 7 МЕСЯЦЕВ». Опыт-конструкторская лаборатория КИТ, ЖФНН, 7(23–24): стр. 57–63, 2019, <http://www.unconv-science.org/pdf/23/parkhomov2.pdf> 8. Пархомов А.Г. «Космос. Земля. Человек. Новые грани науки.» – М.: Наука, 2009, 272 с. Перевод на английский: <https://www.amazon.com/dp/171122121X> 9. Пархомов А.Г. «LENR как проявление слабых ядерных взаимодействий», ЖФНН, 7(23–24): стр. 6–8, 2019, <http://www.unconv-science.org/pdf/23/parkhomov1.pdf>



Н.Я. Шербина,
капитан 1 ранга,
ветеран боевых
действий, ветеран
подразделений особого
риска, д.т.н.

Профессионал, подводник высшей пробы, испытатель, герой

К 90-летию со дня рождения Героя Советского Союза Е.Д.Чернова

В 75-летней истории подводных сил ВМФ СССР/России вряд ли есть адмирал, которому судьба предоставила так много испытаний: техники, вооружения, оружия, подводных лодок и самой судьбы, как это досталось Герою Советского Союза Евгению Дмитриевичу Чернову.

Вице-адмирал, кандидат военных наук, почетный гражданин города Мурманска-150, почетный полярник, профессионал, подводник высшей пробы, испытатель и настоящий герой.

Евгений Чернов родился 12 марта 1930 г. в Ленинграде. Отец Евгения Дмитриевича в Великую Отечественную войну командовал батальоном 2-го полка 3-й стрелковой дивизии народного ополчения на Ленинградском фронте. Был тяжело ранен, в 1946 г. по состоянию здоровья уволен в запас, и скончался после операции по поводу ранения. В годы Великой Отечественной войны семья Черновых жила в блокадном Ленинграде. С 14 лет Женя работал токарем в мастерской управления связи Краснознаменного Балтийского флота.

После 7 классов средней школы в 1946 г. он поступил в Ленинградское военно-морское подготовительное училище. После окончания его в 1949 г. переведен в 1-е Балтийское высшее военно-морское училище, полный курс которого окончил в 1953 г.

Офицерская служба началась в г. Полярном в должности командира торпедной группы ПЛ С-80 — дизель-электрической средней подводной лодки пр. 613 Северного флота. Шесть лет от лейтенанта до капитан-лейтенанта, от командира группы до старшего помощника ПЛ пролетели очень быстро. Подающего надежду старшего помощника командира ПЛ, допущенного к самостоятельному управлению ПЛ пр. 613, в 1959 г. направляют на учебу в Высшие специальные офицерские (командирские) классы ВМФ.

Уроки судьбы

В 1960 г. после учебы Евгений Чернов назначен старшим помощником командира ПЛ С-231, а затем и старшим помощником строящейся атомной ракетной подводной лодки «К-16» пр. 658, которая войдет в состав 1-й Краснознаменной флотилии ПЛА Северного флота. Этим назначением на 26 лет он оказался накрепко связан с атомными подводными лодками 1-й флотилии ПЛА Северного флота.

Причиной большинства бед в любой сфере человеческой деятельности является непрофессионализм, недопустимый в любом деле, а тем более в подводном. Морская стихия не терпит формализма и непрофессионализма, ее объятия для непрофессионалов, как правило, трагичны.

Судьба отвела Евгения Чернова от возвращения на С-80 после командирских классов, иначе ему пришлось бы разделить участь с экипажем этой подводной лодки. ПЛ С-80 погибла в Баренцевом море в январе 1961 г., унеся с собой 68 жизней подводников. Евгений Дмитриевич всегда помнил об этом и делал всё, чтобы подобное не повторилось в его служебной деятельности от командира ПЛА до командующего флотилией.

В 1961 г. экипаж К-16 после курсов в Учебном центре ВМФ принимает корабль от промышленности и вводит его в боевой состав Северного флота. Экипажу поставлена задача патрулирования в северо-западной части Атлантического оке-



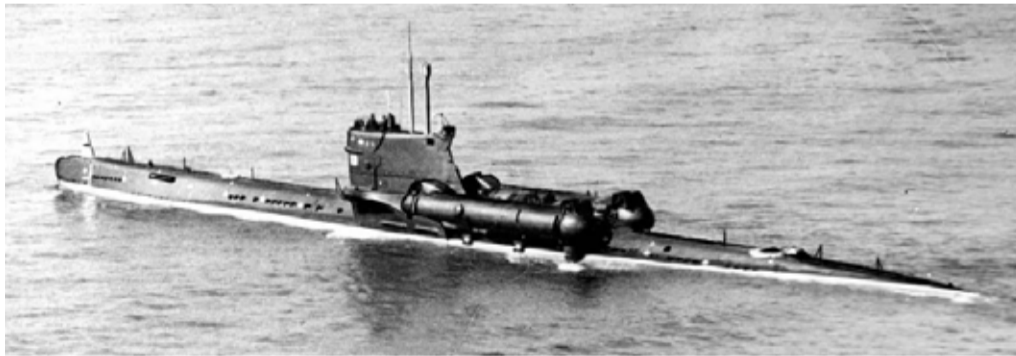
Евгений Дмитриевич Чернов

ана с неоднократным форсированием покрытого льдом Датского пролива. В этом походе старпом Чернов проходит отличную школу подготовки.

Первая встреча с Е.Д. Черновым

Губу Малая Лопатка Западной Лицы, где базировались в то время первые атомные лодки, с поселком связывала 6-километровая дорога. За беседой с

лейтенантом Козловым по пути в Малую Лопатку мы не заметили и не поприветствовали идущего навстречу офицера. Среагировали только на обращение: «Товарищи лейтенанты!». Оправдываться было поздно. Небольшого роста, со свернутой набок переносицей, как у боксеров, с черными глазами-буравчиками, в которых прыгали «чертики», нашим очам предстал суровый на вид капитан 3 ранга. Стандартные для таких случаев вопросы: « Кто вы, откуда, зачем? Вам замечание за не отдавание чести от старшего помощника К-16. Доложите по команде».



Дизельная ПЛ С-80 пр. 644



Дизельная ПЛ пр. 613

В конце 1962 г. капитан 3 ранга Евгений Чернов, старпом с ракетносца К-16 назначается на должность командира головной ПЛА второго поколения К-38 (пр. 671) с присвоением очередного воинского звания капитан 2 ранга. С этого момента началась и продолжалась в течение 24 лет служба автора статьи под руководством Е.Д. Чернова.

В УЦ ВМФ

В 1963–1964 гг. экипаж под руководством Е.Д. Чернова проходит обучение в УЦ ВМФ. Командир экипажа скрупулезно следил за успехами подчиненных. Учился сам, подавая пример, и того же требовал от подчиненных, что в подводном деле считается нормой. В противном случае беда. Пока строился корабль, Е.Д. Чернов заочно окончил Военно-морскую академию. Он учил нас ценить время, научил работать для достижения поставленной цели. По молодости мы ворчали и только со временем осознали, что непрофессионализм в подводном деле недопустим.

Испытатель

Белое море. Головная ПЛА пр. 671. Глубина 100 м, стационарный режим, испытательные партии снимают замеры, а в Центральном — тишина, только повизгивают сельсины и создает легкий всепоглощающий шум корабельная вентиляция.

Волнительные моменты по мере проведения испытаний следуют

один за другим. Это и максимально возможная скорость на мерной миле, когда тысячи тонн металла, содрогаясь и вибрируя, прошивают тихую заводь Белого моря, и суточный бег самым полным ходом, пугающий все живое на десятки миль от мечущегося монстра.

Незабываемые ощущения остались от всевозрастающего крена в период циркуляции на самом полном ходу в подводном положении. Но самым впечатляющим был закритический дифферент подводной лодки на нос.

Великолепно управляемая субмарина на всех возможных скоростях переднего хода усыпила бдительность. ПЛА при движении на передний ход набрала скорость около 20 узлов. По программе испытаний при имитации провала за предельную глубину и отказе («заклинке») рулей противоаварийная система «Турмалин» автоматически дала реверс для ее одержания, взяв на себя управление, что привело к стремительному нарастанию дифферента на нос. При продолжающемся реверсе он быстро перевалил за сорок пять градусов, и в таком положении лодка на какое-то мгновение зависла.

Корма подводной лодки, приподнимаясь, делала возможным касание грунта носовой частью, чего, к счастью для корабля и экипажа, не произошло. Воздушный пузырь в носовые цистерны главного балласта спас положение. Подводная лодка, как рыбацкий поплавок, гребным винтом сверху вынырнула из пучины и после некоторого покачивания тихо успокоилась. Сердца большинства, кто это почувствовал не во сне, а наяву, успокоились не так быстро, как субмарина.

После закритического дифферента на нос в 53о и того, что в процессе его нарастания не отказали ни один механизм, ни одно устройство подводной лодки, стало понятно, что получаем в свои руки от конструкторов и кораблестроителей великолепный корабль.



Атомная ракетная ПЛ пр. 658



Атомная ПЛ К-8 пр. 627 А. Последние мгновения



Атомная подводная лодка пр. 671

Хронология событий

5 ноября 1967 г. государственная комиссия во главе с вице-адмиралом Г.И. Щедриным подписала акт о завершении испытаний и приеме ПЛА К-38 в состав ВМФ. 19 декабря 1967 г. атомоход К-38 прибыл в Западную Лицу и вступил в состав 3-й дивизии.

12 марта 1968 г. в день рождения командира Е.Д. Чернова экипаж сдал успешно первую курсовую задачу, начал отработку береговых элементов второй курсовой задачи. Для приемки второй курсовой задачи у экипажа головного корабля в море вышел штаб

флотилии во главе с командующим вице-адмиралом Анатолием Сорокиным, Героем Советского Союза.

Штабу 3-й дивизии пришлось хорошо поработать с экипажем накануне, дабы «не пасть лицом в грязь» перед штабом флотилии. После проверок экипажа командование Северного флота и флотилии доверило командиру Евгению Чернову осенью 1968 г. самостоятельно совершить на ПЛА «К-38» поход на боевую службу в Норвежское море.

В первом боевом походе экипаж убедился в высоких эксплуатационных, маневренных качествах нового корабля. Той же осенью экипаж

завоевал приз главкома ВМФ по торпедным стрельбам. По итогам года корабль был объявлен лучшим в дивизии, командиру присвоено звание капитана 1 ранга.

Учение «Океан-70»

С февраля по май 1970 г. ПЛА К-38 приняла участие в учениях «Океан-70» в Атлантическом океане, где Е.Д. Чернов возглавил руководство тактической группой двух лодочного состава К-38 и К-8 для отработки системы управления вверенными силами.

Автор статьи, в те дни — командир дивизиона живучести БЧ-5 ПЛА К-38. Во время отдыха нас с командиром ПЛА разделяла лишь тонкая переборка между каютами, а в остальное время наше место пребывания — Центральный пост. Мне представилась возможность наблюдать за действиями командира и многому научиться, за что я ему бесконечно благодарен. Находясь рядом с ПЛА К-8 в Бискайском заливе, действуя в составе тактической группы, мы не знали, что на ней 8 апреля разыгралась трагедия с возникновением пожара одновременно в двух отсеках. 12 апреля ПЛА К-8 потерпела катастрофу, унесла на дно Бискайского залива 52 подводников.

ПЛА К-38 направили в северо-западную часть Атлантики для продолжения учений с задачей форсировать Датский пролив, покрытый льдом. Радио с корабля о погружении для форсирования пролива на КП флота оказалось с искажениями, так что когда ПЛА вышла из-под кромок льдов на Севере ее уже разыскивали самолеты Северного флота, потребовавшие немедленного

всплытия в надводное положение в виду серьезной озабоченности командования ВМФ о судьбе второй ПЛА тактической группы..

После учений «Океан-70» К-38 введена в боевой состав ВМФ. Командир Е.Д. Чернов за успешное освоение новой боевой техники награжден орденом Ленина. Высокими государственными наградами были награждены и другие члены экипажа (в том числе автор — орденом Трудового Красного Знамени).

Расставание с ПЛА К-38

Осенью 1971 г. экипаж К-38 со старшим на борту Е.Д. Черновым — начальником штаба 3-й дивизии совершили дальний поход в Средиземное море. В этом походе автору не довелось побывать, так как в апреле был назначен командиром БЧ-5 ПЛА К-147 3-й дивизии. После девяти лет службы с командиром Черновым на ПЛА К-38, дистанция между нами хоть и увеличилась, но в составе дивизии она оставалась на «расстоянии вытянутой руки».

Дивизия — родоначальница многоцелевых ПЛА

В 1973 г. Евгений Чернов становится командиром 3-й дивизии. При интенсивном поступлении кораблей на дивизию в период командования Чернова его суровость позволила избежать серьезных издержек в воинской подводной службе — никто не сгорел и не утонул. В море с ним было спокойно. Самой высокой оценкой его служебной деятельности еще в период командования ПЛА «К-38» были отзывы от семей подводников: «раз с Черновым на борту, значит, все будет в порядке».

При Е.Д. Чернове в дивизии началась освоение головных атомоходов пр. 671рт и пр. 705. Принимая участие в наиболее сложных и ответственных дальних походах, исполняя обязанности старшего на борту, он отлично освоил многие маршруты плавания ПЛА в Мировом Океане, в том числе, подо льдами Арктики.

В августе 1974 г. командир 3-й дивизии Чернов назначает меня — командира БЧ-5 ПЛА К-147 флагманским механиком походного штаба дивизии для обеспечения перевода ПЛА К-454 пр. 671 подо льдами Арктики с Северного на Тихоокеанский флот. Не раз мне хотелось узнать, почему на этот переход он определил именно меня, но всё не решался. А теперь уже поздно... 29 января 2016 г. Евгения Дмитриевича не стало. 1 февраля он нашел вечный приют на Серафимовском кладбище, на котором похоронен и его сын подводник, тридцати восьми лет от роду.

Я бесконечно благодарен судьбе за предоставленную возможность пройти трансарктическим маршрутом и рассказать об этом во второй книге «Подводный истребитель К-147» трилогии «Лики атомной подводной эпопеи». За образцовое выполнение задания командования экипаж ПЛА К-454 награжден вымпелом Министерства обороны СССР «За мужество и воинскую доблесть».



Члены экипажа головной ПЛ К-38 пр. 671 с призом ГК ВМФ по торпедной стрельбе



Ракетная ПЛА пр. 670



Атомная ПЛ К-524 пр. 671 ртм



Атомная ПЛ пр. 945 («Барракуда»)



Ракетная ПЛ пр. 941 («Акула»)

Трансарктические походы

7 сентября 1974 г., Чукотское море, борт атомной подводной лодки К-454, 19–06 по московскому времени – первым в СССР встречаю рассвет. В эту историческую минуту ближе меня к поднимающемуся из-за горизонта солнцу во всем Советском Союзе никого нет. Первые лучи восходящего солнца ослепляют меня, и я, что есть мочи, кричу: «Сегодня я первым в СССР встречаю рассвет!» На доли секунды мне удалось встретить рассвет раньше троих сослуживцев, находившихся на командирском мостике и жителей поселка Уэлен. 19–26 начали вход в Берингов пролив. Командир дивизии Евгений Чернов и ЧВС Николай Девятериков поздравили личный состав ПЛ К-454 с переходом из Северного Ледовитого океана в Тихий. За спиной остались Баренцево и Карское моря, море Лаптевых, Восточно-Сибирское и Чукотское моря.

По проторенному маршруту

В 1975 г. Е. Д. Чернову присвоено звание контр-адмирала. В 1976 г. он награжден орденом «За службу Родине в Вооруженных Силах СССР» III степени и назначен первым заместителем командующего 1-й Краснознаменной флотилией ПЛА Северного флота. В новой должности в апреле 1977 г. Е. Д. Чернов во второй

раз (что также впервые в истории флота) обеспечил перевод ПЛА К-429 пр. 670 подо льдами Арктики на ТОФ. За успешное выполнение заданий командования и проявленные при этом мужество и отвагу командиру корабля В. Т. Козлову и старшему на переходе контр-адмиралу Е. Д. Чернову Указом Президиума Верховного Совета СССР от 31.01.1978 г. присвоено звание Героя Советского Союза с вручением ордена Ленина и медали «Золотая Звезда». В 1979 г. он в третий раз осуществляет перевод на Камчатку ПЛА К-320 пр. 670 подо льдами Арктики. Это был рекорд, до этого никто трижды не форсировал трансарктический маршрут.

Ступени роста

После очередного похода подо льдами Арктики в 1980 г. Евгений Дмитриевич назначается командующим 1-й Краснознаменной флотилией ПЛА Северного флота. Герой Советского Союза Евгений Дмитриевич Чернов, шестой руководитель объединения атомных подводных лодок, командовал им с 1980 г. до 1986 г. Боевой состав флотилии при Чернове достиг более полусотни единиц ПЛА семи проектов и их модификаций и двух десятков вторых экипажей. В 1981 г. автор статьи получил назначение на должность заместителя начальника ЭМС флотилии и дистанция между нами сократилась до длины коридора третьего этажа штаба.

Практически на всех проектах ПЛА при поступлении их на флотилию после 1981 г. автору статьи приходилось выходить в море в составе походного штаба флотилии в ранге флагманского механика, как правило, их возглавлял командующий.

В эти годы подводный флот Отечества достиг своего апогея. В 1982 г. командующий флотилией вышел на ПЛА К-524 в качестве старшего на борту для проверки возможности всплытия в искусственных полыньях, пробитых взрывами боевых торпед. За высокую морскую выучку, мужество и отвагу, проявленные личным составом при выполнении ответственного задания во время подледного плавания, экипаж К-524 был награжден вымпелом МО СССР «За мужество и воинскую доблесть».

От поколения к поколению

С 1982 г. для флотилии начинается новый этап приема и испытания атомных подводных лодок второго поколения пр. 705 и 671 ртм и четырех проектов третьего поколения. Основная тяжесть при их освоении и испытаниях легла на командование, штаб и электромеханическую службу флотилии.

В 1984 г. командующий с походным штабом флотилии выходит в море на борту головной подводной лодки К-239 («Барракуда») пр. 945. В качестве председателя госкомиссии Евгений Дмитриевич провел ее испытания в Норвежском море с погружением и плаванием ПЛА на предельной глубине 600 м.

Испытания ПЛА третьего поколения

1985 год. Испытание ракетного комплекса тяжелого крейсера «Акула» пр. 941, ныне «Дмитрий Донской». Звучит сигнал боевой

тревоги по выходу в ракетную атаку. Объявляется тридцатиминутная готовность. На дисплеях пульта на левом борту пошла отображения происходящих процессов в ракетном комплексе. Раздался гул, корабль лишь слегка содрогнулся. За выходом первой ракеты через четырнадцать секунд прошел доклад о выходе второй, затем третьей и четвертой ракет, но ничего сверхъестественного с атомоходом не произошло.

В том же году вице-адмирал Е. Д. Чернов в качестве председателя комиссии и старшего на борту, на другом тяжелом ракетном подводном крейсере проводит испытания баллистических ракет в арктических районах. Ни минуты покоя... В 1985 г. Чернов – старший на борту с походным штабом участвует в испытаниях головной ПЛА К-525 («Гранит») пр. 949 в Норвежском море с погружением и плаванием на предельной глубине 600 м.

Трагедия глубоководной атомной подводной лодки

После прибытия в состав 1-й флотилии атомной глубоководной подводной лодки К-278 (позже «Комсомолец») Е. Д. Чернов был назначен председателем комиссии по ее опытной эксплуатации. Находясь на ее борту, руководил наиболее ответственными испытаниями в море. В августе 1985 г. в качестве председателя комиссии на борту ПЛА «Комсомолец» осуществил глубоководные испытания с погружением и плаванием на предельной глубине 1000 м.

В феврале 1986 г. очередной поход на К-278 в Норвежское море для испытания маневра «аварийное всплытие» с глубины 800 м с помощью порохового продувания главного балласта. Широта 73.14.03, долгота 14.00.00. Эти координаты помечены мной карандашом на «Контрольном листе мер безопасности при испытаниях системы аварийного всплытия с глубины восьмисот метров». Чуть ниже метеосводка: «море 1–2 балла, ветер семь метров в секунду». Перечитываю двенадцать пунктов «Контрольного листа», сохранившегося после испытаний. Я готовил его, уточняя подробности у командира подводной лодки и командира БЧ-5, согласовывал с командиром дивизии, утверждал у командующего флотилией вице-адмирала Чернова.

В возглавляемом вице-адмиралом Черновым походном штабе флотилии мне предписана роль флагманского инженера-механика. Это очередной рубеж в моей биографии подводника. А оставшийся на руках «Контрольный лист» – память о том времени, когда глубоководная подводная лодка, единственная во всем мире, завершала опытную эксплуатацию одним из ответственных маневров «аварийное всплытие с рабочей глубиной». 800 м.

Срочное погружение – мы уходим на глубину 800 м в назначенную точку старта. Корабль, отрываясь от поверхности, с дифферентом на нос круто идет на глубину. Центральный осуществил погружение на 825 м и начал принимать доклады о готовности к работе. Скорость ПЛ 12 узлов. Доклад штурмана: «До точки старта одна минута. Глубина 800 м». Растущее напряжение в ожидании неизведанного. При продувании балласта только одного борта может возникнуть значительный крен подлодки. Объявляется готовность 10 секунд. Пошел отсчет: «09, 08...02, 01 – Пуск! Продуть балласт аварийно!».

По показаниям секундомера фиксирую, как с интервалом менее двух секунд с пушечным грохотом срабатывают один за другим пороховые газогенераторы. Слышно, как с глухим шипением раскаленные газы вытесняют воду из балластной цистерны, облегчая на десятки-сотни тонн подводную лодку. Сквозь пальбу и шум улавливаю доклад командира дивизиона живучести: «Конец продувания!». По росту дифферента на корму, быстрому движению стрелки глубиномера и нарастанию скорости по лагу ощущаем ускорение стремительного всплытия. Корабль летит к поверхности океана, и не дай Бог в эти мгновения встретить что-либо на его пути. Через 4 минуты 56 секунд, когда лодка, подпрыгнув над водой, плюхнулась обратно и стала медленно покачиваться на океанской зыби, останавливаю секундомер.

«Работать по-новому»

В 1985 г. на флотилию прибыл адмирал И. М. Капитанец. В Доме офицеров гарнизона собрали руководящий состав флотилии. Поднявшись на сцену, Член Военного совета флота вице-адмирал С. П. Варгин заявил, что надо учиться работать «по-новому», правда, не сказал как. По-видимому, это так, как командующий флотом, зачитавший по листку недостатки на флотилии и флоте. Через год в октябре 1986 г. флот потерял ракетносец К-219 и четырех подводников в Саргассовом море, чего не было на флоте с 1970 г. после катастрофы ПЛА К-8. Еще через два года в апреле 1989 г. произошла катастрофа ПЛА «Комсомолец», унесшая жизни 42 человек. Результат работы «по-новому» оказался трагичным.

В Военно-морской академии

Командующему флотилии вице-адмиралу Чернову, отдавшему флотилии 25 лет службы, принявшему ее в 1980 г. в период апогея по составу и боевой мощи, сделавшему для этого более чем кто-либо из его предшественников, в 1986 г. в 56 лет от роду предложили должность заместителя начальника Военно-морской академии — должность, за которой пенсия. В этом же году заслуги командующего флотилией Е. Д. Чернова были отмечены орденом Октябрьской Революции.

В июле 1986 г. флотилии исполнялось 25 лет. Из уважения к командующему, который отдал этой флотилии столько же лет, следовало бы предоставить возможность провести эти торжества, а затем уже убыть к новому месту службы. Но этого не случилось. Кому-то не нравилась самостоятельность командующего, видимо, требовался более ручной человек, без особых амбиций. Вновь назначенный командующий после проведения июльских торжеств покомандовал флотилией до октября 1986 г., а затем попал в госпиталь, из которого уже не вышел. Флотилия перешла под временное управление заместителем, которого затем отравили на ТОФ. А командующим флотилии был назначен выпускник Академии Генерального штаба 1987 г., при котором через два года в апреле 1989 г. потерпела катастрофу ПЛА «Комсомолец», чего не случилось на флотилии за все ее годы существования с 1961 г. «Кадры решают все». По-другому в данном случае и не скажешь. Для такого сложного организма, как флотилия, требуется преемственность, а не простая перестановка фигур.

Черная полоса

«Критический разбор аварий покажет, что часто истинная причина аварии не в действии неотвратимых и непреодолимых сил природы. Она не в «неизбежных случайностях на море», а в непонимании основных свойств и качеств корабля, не соблюдении правил службы и самых простых мер предосторожности, не понимании опасности, в которую корабль ставится, в небрежности, неосторожности, отсутствии предусмотрительности и тому подобных отрицательных качествах личного состава. Вот здесь-то широкое оповещение и может способствовать превращению этих отрицательных качеств в положительные», — писал академик А. Н. Крылов.



Атомная ПЛ пр. 949 («Гранит»)



Атомная ПЛ пр. 685 («Главник»)

После катастрофы атомной подводной лодки К-278 7.04.1989 г. Е. Д. Чернов возглавил исследование причин и обстоятельств ее гибели в стенах академии. Группа специалистов Военно-морской академии пришла к выводам, не соответствующим официальной версии. Тут-то всё и началось для исследователя — от увольнения до откровенной травли, которая продолжалась в течение двадцати лет от его 60 до 80 лет безостановочно, с судами, осуждениям, за то, что он действовал в соответствии с наставлениями академика А. Н. Крылова, которым он следовал на протяжении всей своей беспоконной флотской службы и жизни. К огорчению, многие его подчиненные и ученики, ставшие большими руководителями, в трудные для Евгения Дмитриевича годы повели себя неоднозначно. Пусть их мучает совесть.

О катастрофе ПЛА «Комсомолец»

7 апреля 1989 г. я вернулся с Северного флота, где по линии ВМУЗ ВМФ возглавлял руководство стажировкой и практикой курсантов морских училищ. Целый день не удалось послушать радио. Случайно услышал разговор о катастрофе подводной лодки «Комсомолец» в Норвежском море. Диктор телевидения зачитал сообщение ТАСС: «7 апреля 1989 г. в 11 час. 41 мин на торпедной подводной лодке с атомной энергетической установкой в 180 милях юго-западнее острова Медвежий в нейтральных водах в одном из отсеков произошел пожар. Несмотря на принятые меры, в 17 час. 15 мин подводная лодка затонула на глубине свыше 1500 м. Личному составу экипажа оказывается помощь надводными кораблями и судами, имеются человеческие жертвы. По заключению специалистов, радиоактивное заражение среды исключается. Для расследования причин аварии назначена Правительственная комиссия». В своих бумагах нахожу сохранившийся «Контрольный лист». То же Норвежское море, широта 73° 43' 04'', долгота 13° 08' 00'', координаты испытаний и катастрофы почти со-

падают. Перед глазами знакомые лица. Злой рок разбросал их в Мировом океане. Рвут душу звуки реквиема по «Комсомольцу», который уже никогда не возвратится в родную базу, как и 42 члена его экипажа.

Аргументы и факты

За продолжительную службу на атомоходах я повидал многих подводников, которые в ответственные моменты могли сказать «нет», несмотря на угрозу получить строгое взыскание вплоть до отстранения от должности. Таким был Евгений Чернов. Знал и «щелкунчиков», с блеском в глазах рапортовавших: «Так точно! Есть!», не размышляя особо о возможных последствиях принятых ими решений. Катастрофа ПЛА К-278 подтвердила уровень подготовки экипажа, а своей трагичностью определила оценку не только экипажу, но и вышестоящим начальникам.

Провозглашенная руководством страны перестройка, не снизив существенно напряжения на флоте, начала исподволь расшатывать устоявшиеся десятилетиями каноны воинской службы. О том, что не все ладно в нашем «королевстве», остро просигналила гибель двух ПЛА за короткий промежуток времени. Несмотря на объявленную гласность, причины катастрофы остались корпоративной тайной, только не для профессионалов. Все было, как и прежде, кроме заявления ТАСС о гибели корабля, чего не случилось ранее.

Работая в комиссионном составе судебно-технической экспертизы с 1991 по 1997 г., при повторном расследовании Главной военной прокуратурой причин трагедии был сделан ряд заключений, которые не совпадали с официально озвученными выводами Правительственной комиссией. Итог — «Дело» со страху сдали в архив. А для экспертов стало ясно, что правда и наука заканчиваются там, где начинается круговая порука. Если бы оргвыводы после катастрофы «Комсомольца» последовали вовремя, возможно, не было бы трагедии «Курска» в 2000 г. и К-159 в 2003 г. с гибелью 118 и 9 подводников.

Эпилог

Вице-адмирал Чернов служил на флоте на протяжении 45 календарных лет, из них: на дизельных подводных лодках 7 лет, на атомных — 26. В августе 1990 г. был уволен в запас. Работал в ЦКБ МТ «Рубин», где пытался продолжить работу по выяснению причин гибели ПЛА «Комсомолец». Ему было предложено уйти по собственному желанию.

С 1992 г. на общественных началах Е. Д. Чернов возглавил правление Санкт-Петербургской общественной благотворительной организации «Общество памяти атомной подводной лодки ВМФ «Комсомолец». Организация была создана для оказания помощи нуждающимся в ней родителям и вдовам погибших в море в период «холодной войны» и в послевоенный период, а также самим подводникам, получившим ущерб здоровью при авариях и катастрофах. В переходный для страны период это Общество многим оказало помощь. Память о погибших подводниках увековечена на стене верхней церкви Николо-Богоявленского собора в Санкт-Петербурге.

Наряду с благотворительной деятельностью патриота не на словах, а в поступках, Евгений Дмитриевич подготовил книгу «Тайны подводных катастроф». Эта книга, рассказывающая о катастрофах атомных подводных лодок, — одна из первых попыток честно и нелицеприятно, преодолев барьер корпоративного замалчивания истины, познакомить флот и общество с не изжитыми и по сей день причинами аварий и катастроф советских и российских подводных



лодок. В своем повествовании автор опирался на уникальный опыт 1-й флотилии ПЛА Северного флота по поддержанию боеготовности экипажей и кораблей при интенсивной их эксплуатации в период «холодной войны». Этот опыт позволил всесторонне проанализировать предпосылки, обстоятельства и причины катастроф и тяжелых аварий, трагическая череда которых началась в 1980-е гг. Судьбу автора и его книги отметили четверостишьем его однокашники по училищу.

Темна его дорога.
А книжицу — под нож! —
Ты впредь, дружок, не трогай
Начальственных вельмож.

Жизнь продолжается. Послужной список вице-адмирала Е. Д. Чернова пример настоящего Героя — подводника, патриота ВМФ и Отечества, без остатка отдавшего себя делу, которому он служил преданно и верно. Биография заслуженного подводника-профессионала — образец для подражания кадетам, нахимовцам, курсантам, офицерам и адмиралам.

Для автора, сотен и тысяч его сослуживцев-подводников Евгений Дмитриевич Чернов остается командиром-учителем, наставником, испытателем, профессионалом — подводником высшей пробы, настоящим и заслуженным Героем с большой буквы.

Может ли человек

влиять на климат

Еще в 1958 г. Национальное управление по аэронавтике и исследованию космического пространства NASA отметило, что изменения орбиты и осевого наклона Земли являются причиной того, что ученые-климатологи называют «потеплением» (или «охлаждением»), в зависимости от конъюнктуры). Другими словами, люди не «разогревают» и не «охлаждают» планету, сжигая углеводороды или управляя автомобилями [Natural News 30.08.2019].



В.К. Шурляк,
зам. начальника отдела механического оборудования и систем ГУР, ФАУ «Российский Морской Регистр судоходства», к.т.н.

В 2000 г. на веб-сайте NASA была опубликована статья о теории климата сербского астрофизика М. Миланковича. В ней утверждалось, что изменения на планете происходят из-за факторов, никак не связанных с деятельностью человека. Именно сезонные и широтные вариации солнечной радиации, которые по-разному воздействуют на Землю, оказывают наибольшее влияние на изменение климата на Земле.

При более сильных отклонениях сезоны лета и зимы приобретают экстремальные значения. При более слабых отклонениях — умеренные. Схожая ситуация происходит и с осью вращения Земли, которая в зависимости от того, какое полушарие направлено на Солнце во время перигелия, может значительно повлиять на сезонные крайности между двумя полушариями. Сербскому ученому удалось создать математическую модель, которая способна рассчитать температуру поверхности Земли в прошлом. Вывод: климат Земли всегда менялся и продолжает меняться не вследствие человеческой деятельности.

В 1982 г. Национальная академия наук США подтвердила теорию Миланковича, заявив, что «...отклонения орбиты остаются наиболее тщательно изученным механизмом, оказывающим влияние на изменения климата на протяжении десятков тысяч лет, и являются наиболее ярким примером прямого воздействия на нижние слои атмосферы Земли, происходящего вследствие изменяющегося уровня инсоляции». Таким образом, самый большой фактор, влияющий на погодные и климатические особенности на Земле, это Солнце.

Тем не менее, борьба за климат, борьба с потеплением, наравне с проблемами иммигрантов, национальной розни, терроризма, эпидемий, оружия массового поражения не сходит с повестки дня политиков и ученых. Борьба эта предельно агрессивная и беспредельно дорогостоящая, затрагивающая практически все сферы человеческой деятельности.

История вопроса о выбросах парниковых газов, в частности диоксида углерода CO₂, с судов морского транспорта насчитывает более 15 лет. В сентябре 1997 г. на Международной конференции сторон Международной конвенции по предотвращению загрязнения с судов (МАРПОЛ-73/78) была принята Резолюция 8 по вопросу выбросов углекислого газа с судов. Следуя указаниям данной резолюции, Международная морская организация (International maritime organization, ИМО) приняла в декабре 2003 г. Резолюцию А.963(23) «Политика и практика ИМО, относящаяся к сокращению выбросов парниковых газов с судов». В документе отмечалось, что сокращение таких выбросов может осуществляться посредством принятия технических и эксплуатационных мер. Общие выбросы CO₂ от судоходства в 2009 г. составили 1 млрд т, что соответствовало примерно 3,3% совокупных выбросов CO₂ в результате сжигания топлива. К 2020 г. выбросы от судоходства увеличатся, по прогнозам, более чем на 30%, до 1,47 млрд т.

О деятельности ИМО, направленной на пре-

дотвращение загрязнения с судов окружающей среды и требованиях повышения энергоэффективности судов рассказал член рабочей группы ИМО Комитета по защите окружающей среды (МЕРС) от Российской Федерации **В.К. Шурляк**, к.т.н., зам. начальника отдела механического оборудования и систем ГУР, ФАУ «Российский Морской Регистр судоходства».

В состав рабочей группы ИМО Комитета по защите окружающей среды (МЕРС) мы входим с член-корреспондентом РАН, профессором ГМТУ А.В. Пустошным, где занимаемся вопросом энергоэффективности судов.

Ссылаясь на то, что доля выбросов CO₂ судами морского флота не превышает 2,7% от всех выбросов, притом, что 90% товаров в мире транспортируется именно этими судами, ИМО первоначально не хотела заниматься вопросами повышения требований по энергоэффективности судов. По сравнению с другими видами транспорта морской транспорт не создает большой объем выбросов CO₂. При перевозке 1 т груза на 1 км выбросы CO₂ составляют:

- морской транспорт — порядка 9 г,
- автомобильный транспорт — порядка 80 г,
- авиационный транспорт — более 600 г.

Но в 2003 г. по просьбе РКК ООН (Конвенция Организации Объединенных Наций об изменении климата) ИМО инициировала введение изменений, связанные с сокращением выбросов парниковых газов с судов, с акцентом на грузовых судах. В 2007 г. Евросоюз выдвинул требование разработать нормы по энергоэффективности судов к 2012 г. В противном случае ЕС грозился начать применять нормы Евросоюза к судам, которые будут заходить в европейские порты, в том числе и к сухопутным объектам. Поскольку рейсы в порты ЕС совершают более 60% судов, ИМО пришлось взяться за разработку этих норм.

По данным ИМО в 2007 г. судоходство стало источником 1046 млн т CO₂. Для декарбонизации выбросов требуется сжигать меньше топлива. Таким образом, встал вопрос о повышении энергоэффективности судов. На 57-й сессии Комитета по защите морской среды (КЗМС) в апреле 2008 г. была определена основная цель технических мер, состоящая в улучшении энергетической эффективности строящихся судов путем внедрения требований по конструктивному индексу CO₂. В документе (МЕРС 57/4/12) была представлена расчетная формула (1) для определения величины конструктивного индекса CO₂, имеющего размерность г·CO₂/т·миля:

$$\text{Attained design CO}_2 \text{ index} = \frac{C_p \cdot SFC \cdot P}{\text{Capacity} \cdot V_{ref}}$$

где P — номинальная мощность главного двигателя, кВт; SFC — удельный эффективный расход топлива этого двигателя, г/кВт ч; C_p — безразмерный переводной коэффициент, г CO₂/г топлива, определенный по содержанию углерода в конкретном топливе. В знаменателе формулы — произведение величины вместимости судна Capacity в т (в качестве вместимости предполагалось принимать дедвейт) и максимальной скорости судна V_{ref}, миль/ч.

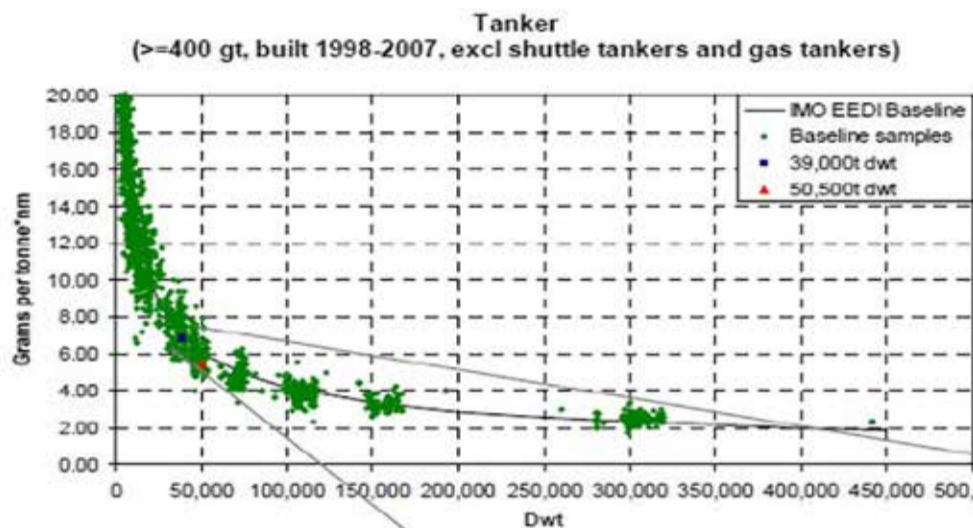


Рис.1. Расчет усредненной базовой кривой для танкеров

Тип судна	a	b	c
Балкер	961.79	DWT судна	0.477
Газовоз	1120.00	DWT судна	0.456
Танкер	1218.80	DWT судна	0.488
Контейнеровоз	174.22	DWT судна	0.201
Судно для генгуза	107.48	DWT судна	0.216
Рефрижератор	227.01	DWT судна	0.244
Комбинированное судно	1219.00	DWT судна	0.488

Табл. 1. Базовая кривая допустимых значений EEDI для грузовых судов. Referens line value=a·b^c

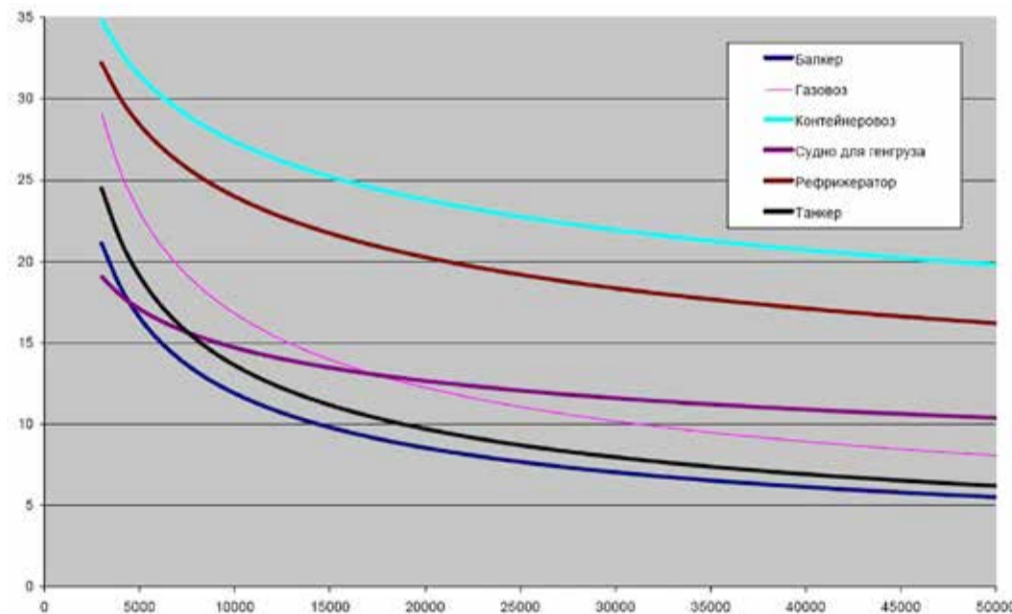


Рис.2. Семейство базовых кривых для различных типов грузовых судов

На 59-й сессии КЗМС в июле 2009 г. Комитет одобрил введение нового конструктивного коэффициента энергетической эффективности (ККЭЭ) — (Energy Efficiency Design Index — EEDI), а также проект Временного руководства по методу расчета ККЭЭ для новых судов (МЕРС.1/Circ.681) при их проектировании. Коэффициент EEDI был предложен в качестве индекса для оценки потенциальной эффективности транспортного судна. Идея его расчета заключается в том, что в числителе подсчитывается CO₂, который выбрасывает судно, а в знаменателе — скорость, с которой судно совершает рейс, и его провозная способность.

Впоследствии появилась более сложная формула для базовой кривой — требуемого EEDI для нового судна: сколько CO₂ допускается выбрасывать судну на 1 т · милю. Типы и параметры главных двигателей судов были получены из базы данных Регистра Ллойда (Lloyds Register IHS Fairplay (LRFP) (БДРЛ) в соответствии с Международным стандартом ИСО 3046-1. На рис. 1

показан расчет усредненной базовой кривой для танкеров.

Анализ значений ККЭЭ, расчет которых был выполнен для различных типов и размеров судов, показал, что приведенные в руководстве ИМО уравнения расчета базовой линии ККЭЭ применимы к сухогрузам и контейнеровозам дедвейтом более 5000 т, к танкерам, газовозам и рефрижераторным судам дедвейтом более 2000 т, а также к судам Ro-Ro дедвейтом более 15000 т.

Существующие суда соответствуют усредненным базовым кривым до введения норматива по CO₂ — до 2013 г. На 62-й сессии МЕРС.203(62) была принята базовая кривая допустимых значений EEDI для грузовых судов (табл. 1) типа балкер, газовоз, танкер, контейнеровоз, судно для перевозки генеральных грузов, рефрижераторное судно и комбинированное судно.

Новые правила 20, 21 Приложения VI международной конвенции МАРПОЛ вступили в действие с января 2013 г. Они распростра-

няется на новые суда валовой вместимостью 400 и более.

Следующим этапом в работе ИМО стало проведение политики по улучшению этого показателя, ужесточению требований по выбросам CO₂. EEDI нового судна согласно правилу 21 Приложения VI к МК МАРПОЛ 73/78 не должен превышать требуемого EEDI, определяемого по формуле (2):

$$\text{Требуемый EEDI} = (1 - X/100) \text{ Ref}$$

где X – понижающий коэффициент, отражающий требование по уменьшению расхода топлива на миллю и тонну перевозимого груза для новых судов на период до 2025 г.; Ref – значение базовой линии в зависимости от типа судна и дедвейта.

Поправка, вводимая этой формулой, применяется для судов, построенных после 2013 г. Для судов, построенных до 2013 г., эта поправка равна 0. До 2020 г. она составляет 10%, до 2025 г. – 20%, после 2025 г. – 30%. В табл. 2 представлены данные по ужесточению требований по выбросам CO₂ для различных видов судов в зависимости от дедвейта на трех временных этапах.

Табл. 2. ужесточение требований по выбросам CO₂ для различных видов судов в зависимости от дедвейта

Тип судна	Размеры (дедвейт)	Этап 0 1 января 2013 года – 31 декабря 2014 года	Этап 1 1 января 2015 года – 31 декабря 2019 года	Этап 2 1 января 2020 года – 31 декабря 2024 года	Этап 3 1 января 2025 года и далее
Навалочное судно	20 000 т и более	0	10	20	30
	10 000–20 000 т	не применимо	0-10*	0-20*	0-30*
Газовоз	10 000 т и более	0	10	20	30
	2 000–10 000 т	не применимо	0-10*	0-20*	0-30*
Танкер	20 000 т и более	0	10	20	30
	4 000–20 000 т	не применимо	0-10*	0-20*	0-30*
Контейнеровоз	15 000 т и более	0	10	20	30
	10 000–15 000 т	не применимо	0-10*	0-20*	0-30*
Суда для перевозки генеральных грузов	15 000 т и более	0	10	15	30
	3 000–15 000 т	не применимо	0-10*	0-15*	0-30*
Рефрижераторное судно	5 000 т и более	0	10	15	30
	3 000–5 000 т	не применимо	0-10*	0-15*	0-30*
Комбинированное судно	20 000 т и более	0	10	20	30
	4 000–20 000 т	не применимо	0-10*	0-20*	0-30*

Табл. 2. ужесточение требований по выбросам CO₂ для различных видов судов в зависимости от дедвейта

Изменения требований МК МАРПОЛ

В Международной конвенции по предотвращению загрязнения с судов (International Convention for the Prevention of Pollution from Ships, MARPOL 73/78) закреплены общие положения об обязательствах государств-участников по предотвращению загрязнения моря с судов, а в шести Приложениях к ней излагаются Правила относительно загрязнения моря конкретными загрязняющими веществами. В приложение VI, принятом 19.05.2005 г., указаны меры по предотвращению загрязнения воздуха озоноразрушающими веществами, оксидами азота, оксидами серы и летучими органическими соединениями. В VI Приложении резолюцией МЕРС.203(62) требования по энергоэффективности судов уточняются определением требуемого ККЭЭ. Руководство по методу расчета EEDI МЕРС.212(63) определяет достижимый ККЭЭ (3):

$$\text{Достижимый ККЭЭ} \leq \text{требуемый ККЭЭ} = (1-X/100) \times \text{величина базовой линии}$$

При этом учитываются конструктивные свойства конкретного судна (мощность, тип топлива и его удельный расход, дедвейт и т.д.). Требуемый EEDI определяется исходя из типа судна, дедвейта и года постройки. Первоначальная формула для определения ККЭЭ со временем трансформировалась в более сложную форму. Согласно Руководству по расчету EEDI для новых судов (МЕРС.212(63)) она приобрела вид (4):

Где Vref – скорость судна; Capacity – водо-



Reff – мощность, развиваемая в результате применения инновационных технологий получения энергии; Ceff – выбросы CO₂ в результате применения инновационных технологий получения энергии – SFC_{ME} – удельный эффективный расход топлива, определяемый на основе универсальных характеристик.

В числителе формулы (4) подсчитываются выбросы CO₂ от различных источников на судне, в знаменателе – произведение величины вместимости судна Capacity (в качестве вмести-

главной пропульсивной установки, необходимое для судов ледового плавания;

2) учитывает расход топлива на производство электроэнергии вспомогательными генераторами на ходу судна;

3) учитывает мощность, потребляемую валогенератором, и мощность, высвобождающуюся в результате применения на судне инновационных технологий для выработки электроэнергии на ходу судна;

4) учитывает мощность инновационной технологии, используемой для приведения судна в движение.

Способы повышения энергетической эффективности. Как уменьшить EEDI

1. Увеличение транспортной работы (произведение скорости на провозную способность) путем:

– уменьшения эксплуатационной скорости

судна с одновременным уменьшением потребляемой мощности; при этом энергозатраты на 1 т снижаются – на 33%. Это очень существенный и наиболее вероятный резерв для уменьшения EEDI.

– увеличения грузоподъемности судна за счет снижения веса корпуса. Способ более затратный и менее эффективный. Сокращение веса корпуса судна на 20% уменьшает энергозатраты на 1 т перевозимого груза на 14% (если не меняется дедвейт). При изменении дедвейта, достигнутый EEDI изменяется пропорционально, а требуемый EEDI уменьшается: на 11% для танкеров, балкеров и комбинированных судов; на 5% – у судов для генгруза, контейнеровозов и рефрижераторов. То есть, снижая дедвейт судна на 20%, требуемый EEDI уменьшается на 11%. Реальный выигрыш составляет всего 9%.

2. Уменьшение выбросов CO₂ главным двигателем (ГД):

– уменьшение требуемой мощности ГД путем уменьшения сопротивления корпуса за счет оптимизации обводов, использования специальных красок, покрытий. Резерв очень небольшой.

– уменьшение требуемой мощности ГД путем повышения эффективности гребного винта позволит повысить энергоэффективность всего на несколько процентов.

– уменьшение удельного расхода топлива ГД (повышение КПД) трудно осуществимо, так как развитие малооборотных дизелей достигло своего потолка.

– применение для ГД топлива с меньшим содержанием углерода – это направление имеет большой резерв. Предлагается использовать следующие виды топлива: натуральный газ (для обычного вида топлива коэффициент перевода в CO₂ равен 3,2, для СПГ – 2,85, выигрыш по выбросам 25%). Для сжиженных газов пропана-бутана выигрыш по выбросам будет составлять 15%. Способ реальный, но дорогой. Суда, которые ходят на газовом топливе, уже существуют. В Южной Корее завершается строительство серии танкеров ледового класса, которые используют СПГ.

В июле 2018 г. компания «Совкомфлот» получила первый из шести заказанных крупнотоннажных нефтеналивных танкеров типоразмера «Афрамекс», использующих в качестве топлива сжиженный природный газ – «Перспект Гагарина». Танкер дедвейтом в 113,17 тыс. т был построен на южнокорейской верфи компании Hyundai Heavy Industries. В том же году этой верфью сдано еще два нефтяных танкера на СПГ – «Ломоносов» и «Менделеев». В 2019 г. в распоряжение «Совкомфлота» поступили танкеры «Корольев», «Вернадский» и «Сэмюэль», строящиеся дочерней Hyundai Samho Heavy Ind. Co. Ltd. В дальнейшем строительство «зеленых» «Афрамексов» предполагается локализовать в России на верфи «Звезда» в Большом Камне в Приморском крае. На судовой верфи Стамбула строится два ролкера «Ро-Ро» на СПГ.



измещение судна; fi, fj, fW – факторы, учитывающие влияние водоизмещения, особенностей конструкции и условий волнения и ветра соответственно; PMei – расчетная мощность главного двигателя, равная 75% от его номинальной мощности за вычетом мощности, потребляемой валогенератором (в случае его наличия); PAE – расчетная мощность вспомогательных двигателей; PPT(0), – мощность, равная 75% от номинальной мощности, потребляемой каждым гребным электромотором без учета механических потерь.; PWHR – электрическая мощность в результате утилизации тепла главных двигателей; SFC AE – удельный эффективный расход топлива главными и вспомогательными двигателями; CFMEI, CFAEI – выбросы CO₂ главными и вспомогательными двигателями; feff – коэффициент эффективности инновационных технологий получения энергии;

мощности предложено принимать дедвейт, т), и скорости судна Vref при эксплуатационной мощности, равной 0,75 от максимальной (~90% полной скорости). А также несколько коэффициентов, учитывающих ряд особенностей: коэффициент погодных условий fW, коэффициент конструктивных особенностей fs, и два коэффициента: fi и fj, учитывающих ледовый класс судна. Настоящая формула применима к судам с дизельной ЭУ с механической передачей мощности на винт.

В числителе (4) можно выделить четыре составляющих:

1) отражает расход топлива главной пропульсивной установкой и повторяет числитель Cf (1) (переводной коэффициент, г CO₂ / г топлива, определенный по содержанию углерода в конкретном топливе) дополнительным коэффициентом fj, учитывающим увеличение мощности

Table 1: Correction factor for power fi for ice-classed ships

Ship type	f ₀	f _{i,max} depending on the ice class			
		IA Super	IA	IB	IC
Tanker	$\frac{0.308 L_{PP}^{1.920}}{\sum_{i=1}^{nME} P_{ME(i)}}$	$0.15 L_{PP}^{0.30}$	$0.27 L_{PP}^{0.21}$	$0.45 L_{PP}^{0.13}$	$0.70 L_{PP}^{0.06}$
Bulk carrier	$\frac{0.639 L_{PP}^{1.754}}{\sum_{i=1}^{nME} P_{ME(i)}}$	$0.47 L_{PP}^{0.09}$	$0.58 L_{PP}^{0.07}$	$0.73 L_{PP}^{0.04}$	$0.87 L_{PP}^{0.02}$
General cargo ship	$\frac{0.0227 \cdot L_{PP}^{2.483}}{\sum_{i=1}^{nME} P_{ME(i)}}$	$0.31 L_{PP}^{0.16}$	$0.43 L_{PP}^{0.12}$	$0.56 L_{PP}^{0.09}$	$0.67 L_{PP}^{0.07}$

Табл. 3.

Table 2: Capacity correction factor fi for ice-classed ships

Ship type	f ₀	f _{i,max} depending on the ice class			
		IA Super	IA	IB	IC
Tanker	$\frac{0.00138 \cdot L_{PP}^{3.131}}{capacity}$	$2.10 L_{PP}^{-0.11}$	$1.71 L_{PP}^{-0.08}$	$1.47 L_{PP}^{-0.06}$	$1.27 L_{PP}^{-0.04}$
Bulk carrier	$\frac{0.00403 \cdot L_{PP}^{3.121}}{capacity}$	$2.10 L_{PP}^{-0.11}$	$1.80 L_{PP}^{-0.09}$	$1.54 L_{PP}^{-0.07}$	$1.31 L_{PP}^{-0.05}$
General cargo ship	$\frac{0.0377 \cdot L_{PP}^{2.625}}{capacity}$	$2.18 L_{PP}^{-0.11}$	$1.77 L_{PP}^{-0.08}$	$1.51 L_{PP}^{-0.06}$	$1.28 L_{PP}^{-0.04}$
Containership	$\frac{0.1033 \cdot L_{PP}^{2.329}}{capacity}$	$2.10 L_{PP}^{-0.11}$	$1.71 L_{PP}^{-0.08}$	$1.47 L_{PP}^{-0.06}$	$1.27 L_{PP}^{-0.04}$
Gas carrier	$\frac{0.0474 \cdot L_{PP}^{2.591}}{capacity}$	1.25	$2.10 L_{PP}^{-0.12}$	$1.60 L_{PP}^{-0.08}$	$1.25 L_{PP}^{-0.04}$

Табл. 4.

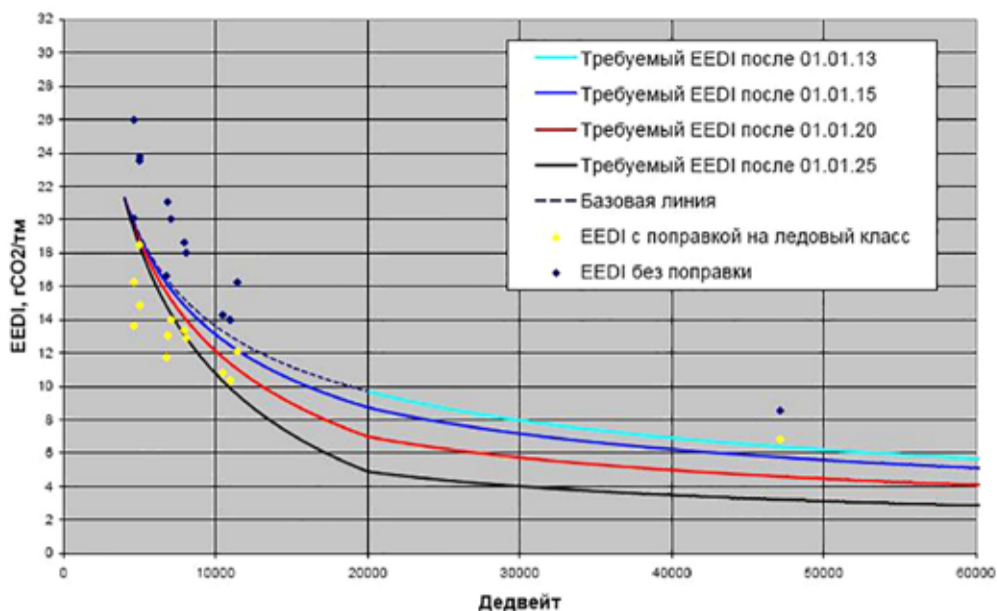


Рис. 4. EEDI существующих танкеров DWT более 4000 различными категориями ледовых усилений

Класс Регистра	Эквивалентный согласно [4] класс ФШП*	Танкеры			
		Всего судов	Соответствуют	Не соответствующих	% соответствия
Arc5, UL	IASuper	17	17	-	100
Arc4, L1	IA	18	16	2	89
Ice3, L2	IB	57	54	3	95
Ice2, L3	IC	107	59	48	55
Ice1, L4	II	125	44	81	35
Без ледового класса		29	17	12	60
Всего		353	207	146	58

Табл. 5

	Bulkers DWT>10000					
	62 ships	f _{i1} exist	f _{i2} new	f _{j1} exist	f _{j2} new	R*
IAS	10	1,206	1,051	0,740	0,588	0,929
IA	25	1,140	1,025	0,897	0,750	0,938
IB	2	1,057	1,008	0,905	0,874	1,015
IC	25	1,011	1,023	0,974	0,945	0,961
	Tankers DWT>4000					
	163 ships	f _{i1} exist	f _{i2} new	f _{j1} exist	f _{j2} new	R*
IAS	20	1,204	1,115	0,774	0,656	0,931
IA	25	1,062	1,050	0,897	0,855	0,970
IB	46	1,065	1,067	0,969	0,889	0,921
IC	72	1,040	1,019	0,990	0,937	0,968
	General Cargo DWT>3000					
	445 ships	f _{i1} exist	f _{i2} new	f _{j1} exist	f _{j2} new	R*
IAS	33	1,276	1,194	0,942	0,502	0,599
IA	102	1,123	1,106	0,853	0,641	0,781
IB	82	1,089	1,096	0,954	0,830	0,874
IC	228	1,056	1,087	0,994	0,942	0,926

f_{i1} - average exist f_i f_{i2} - average new f_i
 f_{j1} - average exist f_j f_{j2} - average new f_j
 R* - average new EEDI / average exist EEDI

Табл. 6

По сравнению с судами, работающими на стандартном тяжелом топливе, танкеры на СПГ выбрасывают в атмосферу на 100% меньше оксидов серы (SOx) и низкодисперсных частиц, на 76% меньше оксидов азота (NOx) и на 27% меньше углекислого газа (CO2).

3. Уменьшение выбросов CO2 вспомогательными двигателями (ВД):

- уменьшения потребляемой мощности (ВД) на ходу судна;
- уменьшения удельного расхода топлива ВД;
- применение для ВД топлива с меньшим содержанием углерода.

4. Уменьшение выбросов CO2 путем выработки электроэнергии за счет инновационных технологий:

- применения ветрогенераторов,
- использования солнечных батарей,
- использования водородной энергетики.

Все эти технологии на сегодняшний день находятся в зачаточном состоянии. Рассчитывать на большие мощности и серьезный выигрыш для грузовых судов нельзя. Компания «Stena Line» установила на носу транспортного парома «Stena Jutlandica» две ветряные турбины мощностью по 4 кВт, вырабатывающие до 23 тыс. кВт\ч в год, что по утверждению специалистов компании позволит сэкономить денежные средства на топливе объемом 80 т в год. Но это скорее дань моде. Более реалистично воспользоваться инновационными технологиями, создающими дополнительный упор судну.

5. Уменьшение выбросов CO2 путем обеспечения хода судна за счет таких инновационных технологий, как:

- парус (классический парус, жесткий парус, воздушный змей),
- роторы Флетнера,
- солнечная энергетика с гребным электродвигателем,

- ветрогенератор с гребным электродвигателем,
- водородной энергетика с гребным электродвигателем.

У всех перечисленных технологий имеются серьезные недостатки. В 2010 г. компания «SkySails» оборудовала контейнеровоз MS «Beluga Skysails» дополнительной тягой в виде воздушного змея, который снизит нагрузку на основную силовую установку, уменьшив тем самым расход топлива. По итогам трансатлантического перехода, благодаря системе «SkySails» удалось сэкономить 10–12% дизельного топлива (по данным компании экономия топлива составляет 20–30%). В денежном измерении экономия на заправке составляет \$15–20 тыс. за один рейс.

Компания «SkySails», пропагандировавшая эти ветряные технологии, впоследствии разорилась. Стоимость такого паруса составляет порядка 1,5 млн долл. Эффективным он становится при скорости 15 узлов. Чтобы окупить парус, судну надо сходить через Атлантику 50 раз. Но такого числа рейсов через Атлантику парус не выдержит. Кроме того, судно с воздушным парусом становится менее маневренным. Весьма проблематично, чтобы данная технология себя окупала.

Турбопаруса на базе роторов Флетнера позволяют получить движущую силу в нужном направлении, независимо от направления ветра. С турбопарусом судно может двигаться даже против ветра, получая энергию из разницы давлений, создаваемой завихрениями воздуха внутри паруса и вне его. Но сами турбопаруса создают достаточно большое лобовое сопротивление. Турбопарус способен обеспечить экономию до 35% горючего. При этом на приводы роторов тратится довольно большая мощность – до 15%.

Солнечные батареи на катамаране «Sunwave Solar» занимают площадь в 537 м2. На грузовом танкере или балкере даже при покрытии всей палубы солнечными батареями больше 500 кВт не получить. Но 500 кВт мощности для крупного танкера погоды не сделают.

В настоящее время дополнительно к Кодексу по топливам с низкой температурой вспышки разрабатывается новая часть, в том числе, Руководство по применению топливных элементов.

Учет ледового класса судна при расчете EEDI

Формула (4) для расчета конструктивного коэффициента энергетической эффективности (ККЭЭ – EEDI) применима к судам с дизельной ЭУ с прямой передачей мощности на винт. Для судов без валогенератора и без инновационных установок формула приобретает более простой вид (5):

$$EEDI = \frac{f_j \cdot P_{ME} \cdot C_{FME} \cdot SFC_{ME} + P_{AE} \cdot C_{FAE} \cdot SFC_{FAE}}{f_i \cdot DWT \cdot v_{ref}}$$

В числителе: CO2 от главного двигателя и CO2 от вспомогательной установки. Коэффициента f_j отвечает за увеличение веса корпуса для ледовых судов, и таким образом уменьшается дедвейт. f_i отвечает за увеличение мощности, которое требуется ледовым судам для преодоления льдов.

В табл. 3, 4 указаны финские ледовые классы (выборка в зависимости от длины судна).

После сравнения с российскими ледовыми классами получены следующие результаты расчета EEDI существующих танкеров DWT более 4000 с категориями ледовых усилений Arc4 и L1 (рис. 4).

Все ледовые классы до Arc5 включительно соответствуют этим коэффициентам (табл. 5).

После утверждения методики МЕРС.212(63) в 2014 г. был принят Полярный Кодекс.

Предложения Финляндии:

1. Отказаться от использования понятия «ледопробиваемость» при формулировании ограничений применимости EEDI для судов ледового плавания. И перейти к терминам, которые применяются в Полярном Кодексе.
2. Определиться с разработкой коэффициентов f_j и f_i для «высоких» ледовых классов (выше IASuper).
3. Отказаться при расчете коэффициентов f_j и f_i для ледовых судов IASuper и ниже от использования в качестве критерия размера длины судна, перейдя к использованию дедвейта судна.

Предложения Российской Федерации:

1. Не только отказаться от использования понятия «ледопробиваемость» при определении EEDI, а вообще не применять требования по EEDI к судам ледового плавания с «высокими» ледовыми классами (выше финского IASuper), то есть выше российского Arc5.

2. Проверить адекватность применения новых коэффициентов к судам с классом Ice2 – Arc5.

3. Уменьшить требования к судам ледового плавания из-за невозможности применения для таких судов большинства технологий по энергосбережению.

Предлагается ввести специальный понижающий коэффициент в 5% для всех судов ледового плавания, начиная с IA Super.

Для проверки адекватности финских предложений по использованию новых коэффициентов к судам с классом Ice2 – Arc5 было взято соотношение:

$$R = \frac{EEDI_{NEW}}{EEDI_{EXIST}}$$

И подсчитано, насколько изменится EEDI для существующих российских судов. По результатам расчета практически для всех типов судов он изменяется в лучшую сторону. (у балкеров изменения на 6–7%, у танкеров немного больше). Не прошел по EEDI только балкер Arc6, но их всего два. У General Cargo запас по EEDI большой. У IAS уменьшение на 40%. Таким образом, предложения финской стороны были поддержаны.

В правилах Российского морского регистра судоходства имеется критерий, влияющий на требование к мощности ледовых судов. Он представляет собой отношение ширины судна к корню кубическому от водоизмещения. Получается, что более длинные суда требуют меньшей мощности. Поэтому при проектировании ледовые суда «вытягивались». В результате при переходе в расчете EEDI на дедвейт российские суда ледового плавания с запасом соответствовали новым требованиям.

Изменения требований к EEDI судов ледового плавания

Сложнее оказалось обосновать необходимость скидки в 5% EEDI для всех судов ледового плавания, начиная с IA Super. Была проанализирована возможность применения различных технологий уменьшения EEDI для судов ледового плавания. Только треть из более чем трех десятков существующих технологий могут быть применены на судах ледового плавания (табл. 7).

1. Оптимизация обводов и размерений корпуса	до 3%
2. Оптимизация надстройки*	до 2%
3. Оптимизация гребного винта до 3	%
4. Применение ВРК *	0%
5. Гармонизация сочетания корпуса и винта	о 20%
6. Соосные гребные винты CRP д	о 15%
7. Соосные винт + ВРК*	до 10%
8. Свободно вращающееся колесо Грима до 10%	
9. Винты в насадках	до 10%
10. Закручивающие устройства (Pre-swirl devices)	до 7%
11. Раскручивающие устройства (Post-swirl devices)	до 4%
12. Корма с двумя скегами Split stern (Twin skeg)* д	о 6%
13. Выбор покрытий корпуса *	до 2%
14. Применение воздушной смазки (пузырьковой)*	до 5%
15. Применение воздушной смазки (каверна)*	до 25%
16. Применение смазки полимеров	до 3%
17. Применение кормовых крыльев	до 10%
18. Применение носовых крыльев	до 10%
19. Применение СПГ как топлива	до 25%
20. Применение СНГ как топлива	до 15%
21. Применение метанола как топлива	до 10%
22. Применение этанола как топлива	до 5%

23. Использование энергии ветра	до 15%
24. Применение энергии солнца	до 1%
25. Уменьшение веса корпуса	до 3%
26. Утилизация тепла после МОД	до 6%
27. Утилизация тепла после СОД	до 5%
28. Утилизация тепла после двигателя на СПГ	до 22%
29. Утилизация тепла после СОД	до 5%
30. Гибридная установка*	до 13%
31. Топливные элементы*	до 30%

Табл. 7 Технологии повышения энергоэффективности (звездочкой отмечены технологии, которые могут быть применены на судах ледового плавания)

Таким образом, удалось обосновать невозможность применения большинства энергосберегающих технологий на ледовых судах. В результате для судов с классом IA и IASuper (и эквивалентных им Arc4 и Arc5) был введен специальный коэффициент, понижающий требования к EEDI на 5%.

В итоге, изменения требований к EEDI судов ледового плавания выглядят следующим образом:

1. Для судов ледового класса, отнесенных согласно Полярному Кодексу к судам категории А (с ледовым классом выше Arc5 и IASuper), требования по энергоэффективности не применяются.

2. Для судов ледового класса до Arc5 и IASuper включительно изменен порядок расчета поправочных коэффициентов, учитывающих ледовый класс. Изменение обеспечивает от 5% до 40% облегчения выполнения требований по энергоэффективности.

3. Для судов с классом IA и IASuper и эквивалентных им Arc4 и Arc5 введен специальный коэффициент, понижающий требования к EEDI на 5%.

Дальнейшее развитие требований ИМО к EEDI судов

1. Для обоснования IV этапа по планам снижения выбросов CO₂ до 50% к 2050 г. создана рабочая группа.

2. Рассматриваются возможные технологии дальнейшего снижения выбросов CO₂ вплоть до нуля: топливные элементы, батареи, ветер, атомная энергия, солнечная энергия, поглощение CO₂ на борту.

3. Рассматриваются новые виды топлива: водород, аммиак, биотопливо, этан, метанол, этанол, синтетическое топливо.

ИМО заканчивает подготовку Руководства по применению метанола-этанола. Применение этих видов топлива наиболее реально. Около двух десятков судов уже используют этанол в качестве топлива: танкеры, перевозящие этанол, а также пассажирское судно на этаноле, эксплуатацию которого спонсировал Евросоюз. Но этанол дорог, а метанол токсичен. Синтетическое топливо из угля, создаваемое при соединении его с водой и нагревании, позволяет получить синтетический газ, а также жидкое топливо — аналог бензина. Но для их получения требуется затратить 12% самого угля.

На сегодняшний день в мире функционируют более 300 газозаводов, использующих метан в качестве топлива. Разработан специальный кодекс для использования газа на обычных судах.

Ввод в эксплуатацию газопровода «Сила Сибири» инициировал проект по строительству в посёлке Сковородино (рядом с газопроводом) завода по производству метилового спирта. Это говорит о серьезных планах России на «метанольную экспансию», необходимость которой диктуется рынком. По прогнозу Uugon Consulting, за ближайшие семь лет мировое потребление метанола должно вырасти на 60,5%. Из источников в отрасли известно также о скором запуске еще одного нового крупного завода по производству метанола, пробный пуск которого должен состояться весной 2020 г.

Климат на памяти человечества менялся не раз. Насколько на современное потепление влияет человек — вопрос дискуссионный. Кто победит в борьбе за климат — Солнце или Человек, покажет время. Эту проблему со Све-

тилом мог бы обсудить Владимир Владимирович Маяковский на даче Румянцев в Пушкино, на Акуловой горе. Но в 1920 г. Греты Тунберг даже в планах ещё не стояло, и вопрос об изменении климата никто не поднимал. С другой стороны, климатические вызовы всегда принуждали людей к важным цивилизационным прорывам. Не дремлет человеческая мысль и сегодня.

В Северном море пробурена разведочная скважина, целью которой является проверка пригодности резервуара в формации Johansen для хранения углекислого газа. Планируется улавливать CO₂ на двух промышленных предприятиях в Восточной Норвегии, сжигать его и транспортировать до терминала в Западной Норвегии, откуда сжиженный CO₂ будет закачиваться по трубопроводу в резервуар на глубине 3 тыс. м под Северным морем для постоянного хранения.

Исследователи из Массачусетского технологического института (MIT) опубликовали доклад о создании устройства, которое может высасывать углекислый газ из воздуха, хранить его, а затем отдавать для последующей закачки в нефтяные скважины для улучшения их производительности. Устройство из нескольких блоков электродов, покрытых слоем углеродных нанотрубок, позволяет газу проникать внутрь батареи.

Бинарное сродства адсорбента с диоксидом углерода позволяет захватывать углекислый газ любой концентрации, включая 400 частей на миллион (атмосферный уровень), и затем выпускать его в любой концентрации вплоть до 100-процентной.

Если данное устройство оправдает ожидания, оно избавит мир от самой большой проблемы улавливания и хранения углерода: непомерно высоких затрат. Наиболее дорогостоящая часть процесса — это захват. В настоящее время он оценивается в 70–100 долл. за тонну. Если использование новой батареи MIT поможет снизить затраты до 40–57 долл. за тонну, это устройство станет настоящим прорывом в деле избавления атмосферы Земли от лишнего углекислого газа.

Как утверждает в докладе организации финансовой инициативы ООН Principles for Responsible Investment (PRI, «Принципы ответственного инвестирования»), из-за ужесточения требований, связанных с изменением климата, целый ряд мировых компаний могут потерять в общей сложности 2,3 трлн долл. Ужесточение нормативов, направленных на снижение выбросов парниковых газов, будет ускоряться в связи с необходимостью выполнения требований Парижского соглашения по климату.

Эксперты пришли к выводу, что к 2030 г. необходимо добиться сокращения эмиссии CO₂ в атмосферу на 35% по сравнению с 2010 г., а к 2050 г. — нулевых выбросов. К мнению PRI стоит прислушаться, поскольку она представляет интересы инвесторов, под контролем которых находятся активы в размере 86 трлн долл.

Верить или не верить многочисленным экспертам-климатологам, — личное дело каждого, если ваши кровные не вложены в акции компаний-производителей газа и нефти, угольных компаний, автомобилестроительных фирм. Наибольшие потери после ужесточения правительствами нормативных требований в связи с климатическими изменениями, согласно прогнозам экспертов ООН, понесут угольные компании — 44%, а также нефтегазовые — 31%.

Новые правила ИМО вступают в силу с 1 января 2020 г. К плаванию в определенных зонах мирового океана будет допускаться только тот морской транспорт, двигатели которого используют топливо с содержанием серы в 0,5% и ниже (по действующим правилам — 3,5%). Ужесточение требований связано с тем, что организация намерена к 2050 г. вдвое снизить парниковые выбросы мирового флота, насчитывающего 90 тыс. судов всех типоразмеров. Из них 60 тыс. заняты морскими коммерческими перевозками. И почти все они используют традиционные судовые дизели. Вероятно, большинство из них перейдут на малосернистое топливо, а цены на дизель и мазут серьезно возрастут.

При подготовке статьи использованы материалы выступления В.К. Шурпяка в НТО им. А.Н.Крылова «Требования ИМО к энергоэффективности судов».

Т.А.Девятова

Юбилей Горно-химического комбината

Официальная история Горно-химического комбината (комбинат «№ 815») началась 70 лет назад, когда 26 февраля 1950 г. «в целях надежного укрытия комбината «№ 815» от нападения с воздуха и обеспечения его бесперебойной работы» Совет Министров СССР постановил построить его «под землей в скальных породах с заглублением не менее 200–300 м» и «утвердить для строительства площадку на реке Енисей, на правом берегу, на 50 км ниже г. Красноярск».

Критерием для выбора места будущего комбината стали наличие горного массива на берегу многоводной реки, расположенного рядом с большим промышленным центром, и удаление от границ СССР.

Главной задачей уникального, единственного в своем роде комплекса в гранитном подzemье, стало производство оружейного плутония, которого в конце 1940-х годов катастрофически не хватало Советскому Союзу для создания полноценного ядерного арсенала.

Гигантское предприятие, сохраняющее возможность производства даже в условиях атомной войны, было построено за короткий срок. В мировой практике отсутствовал тогда опыт создания подобных комплексов, к тому же в подземных условиях; для строительства были разработаны оригинальные технологии. В общей сложности объем горных выработок — около 15 миллионов



куб. м поднятой породы, превысил все известные масштабы подземного строительства.

Параллельно со строительством комбината на поверхности возводился рабочий поселок, который в 1954 г. получил статус города — Железногорск (для закрытой переписки) и Красноярск-26 (для открытого упоминания).



комбината № 815 — ядерный паритет с США — была достигнута.

Сейчас ГХК — ключевое предприятие Росатома по созданию технологического комплекса замкнутого ядерного топливного цикла. Впервые на одной площадке сосредоточено хранение отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), его переработка и фабрикация нового топлива, смешанного оксидного уран-плутониевого (МОКС-топлива) для реакторов на быстрых нейтронах.

В 2015 г. на ГХК запустили первую очередь опытно-демонстрационного центра (ОДЦ), в котором обкатываются новейшие технологии переработки ОЯТ, необходимые для замыкания ядерного топливного цикла. В 2018 г. была успешно переработана первая топливная сборка реактора ВВЭР-1000. В дальнейшем запустят в эксплуатацию вторую очередь ОДЦ. Планируется, что помимо ТВС реакторов ВВЭР-1000 предприятие сможет перерабатывать топливо и других реакторов.

В 2018 г. на ГХК была выпущена первая серийная промышленная партия МОКС-топлива, и в конце августа 2019 г. на Белоярскую АЭС



В августе 1958 г. впервые в истории в скальных выработках был выведен на мощность промышленный уран-графитовый реактор (АД), позволивший существенно увеличить выработку плутония (500 кг в год). В июле 1961 г. состоялся пуск второго реактора (АДЭ-1), в конце января 1964 г. началась эксплуатация третьего (АДЭ-2). Этот реактор использовался также и для снабжения электроэнергией и теплом г. Железногорска. Реакторы АД и АДЭ-1 были остановлены в 1992 г. Реактор АДЭ-2 прекратил работу в апреле 2010 г. Благодаря плутонию с ГХК Советскому Союзу удалось преодолеть отставание от США по количеству ядерных боеприпасов. Цель создания

была поставлена партия из 18 МОКС-топливныхборок. В январе нынешнего года реактор БН-800 энергоблока № 4 БАЭС впервые начал работу на МОКС-топливе, изготовленном на ГХК. Следующим шагом должна стать полная загрузка реактора БН-800 серийным МОКС-топливом.

ГХК, как ожидается, станет и площадкой для отработки технологий обезвреживания самых опасных радиоактивных веществ, остающихся после переработки ОЯТ. На комбинате планируют сооружение нового исследовательского реактора для «выжигания» долгоживущих радионуклидов — демонстрационного жидкосолевого реактора на быстрых нейтронах.