

# СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫЕ РЕАКТОРЫ: ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ. ЧАСТЬ I. ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ

**В.М. Троянов\*, Г.И. Тошинский\*\*, В.С. Степанов\*\*\*, В.В. Петроченко\*\***

\* АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»,  
249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

\*\* АО «АКМЭ-инжиниринг»  
115035, г. Москва, ул. Пятницкая, 13, стр. 1

\*\*\* АО «ОКБ «Гидропресс»  
142103, Московская обл., г. Подольск, ул. Орджоникидзе, 21



Рассмотрена история создания реакторных установок (РУ) со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ) для атомных подводных лодок (АПЛ), разработка которых велась в условиях отсутствия необходимых знаний и опыта, а также при жестких директивных сроках завершения работ, практически исключавших возможность проведения в полном объеме сопутствующих научных исследований. Это стало причиной многих неудач на этапе освоения этой уникальной в мире технологии, причины которых позднее были установлены и устранены. Даны обоснования выбора в качестве теплоносителя эвтектического сплава свинец-висмут, изложены основные научно-технические проблемы, решенные в ходе освоения РУ с СВТ, в том числе проблема технологии теплоносителя и коррозионной стойкости сталей, рассмотрены вопросы обеспечения радиационной безопасности при работах, связанных с выходом полония, обеспечения надежности парогенераторов, инциденты и аварии, имевшие место в период эксплуатации и пути исключения их причин.

**Ключевые слова:** свинцово-висмутовый теплоноситель, реактор, парогенератор, полоний, авария, коррозия, опыт эксплуатации, активная зона.

## ВВЕДЕНИЕ

26 июня 1954 г. в Обнинске была введена в промышленную эксплуатацию первая в мире АЭС, положившая начало развитию ядерной энергетики. Это признано во всем мире. Гораздо менее известно, что всего четыре года спустя, 25 декабря 1958 г. в Обнинске же в ГНЦ РФ-ФЭИ на стенде 27/ВТ был осуществлен физический пуск первого в мире реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ). Это был наземный стенд-прототип ядерной энергетической установки (ЯЭУ) первой атомной опытной подводной лодки 645-го проекта (К-27) с двумя реакторами на свинце-висмуте (разработчики реакторной установки: ФЭИ – научный руководитель, ОКБ «Гидропресс» – главный конструктор).

Выбор СВТ эвтектического состава был сделан А.И. Лейпунским [1] для ядерных реакторов-бридеров еще до начала развертывания работ в СССР по атомным подводным лодкам (АПЛ), которые в плановом порядке начались в августе 1952 г. после выхода соответствующего Постановления Совета Министров. Однако позднее работы по быст-

© В.М. Троянов, Г.И. Тошинский, В.С. Степанов, В.В. Петроченко, 2021

рым реакторам (БР) Лейпунский переориентировал на натриевый теплоноситель, поскольку СВТ, обладая худшими теплофизическими свойствами, не мог обеспечить короткое время удвоения плутония, что в те годы было неизменным требованием.

Работы по созданию ЯЭУ для АПЛ в Советском Союзе так же, как и в США были развернуты в двух направлениях: водо-водяные реакторы и реакторы с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ). В отличие от США, где в качестве ЖМТ был выбран натрий, не оправдавший себя в условиях эксплуатации ЯЭУ АПЛ, реакторы с СВТ после ряда трудностей и неудач были освоены и успешно эксплуатировались на серийных АПЛ проектов 705 и 705К [2]. На базе критически осмысленного опыта разработки и эксплуатации РУ АПЛ в настоящее время ведется разработка модульного БР малой мощности (СВБР-100) гражданского назначения, удовлетворяющего требованиям к реакторам IV поколения.

А.И. Лейпунский предложил и обосновал в качестве теплоносителя для реакторов АПЛ эвтектический сплав свинец-висмут несмотря на его худшие теплофизические свойства по сравнению с натрием. Были разработаны и построены (кроме стенда 27/ВТ) первая опытная АПЛ проекта 645, оснащенная двумя реакторами, и АПЛ проекта 705К (БМ-40/А) с реакторными установками, разработанными ОКБ «Гидропресс» (г. Подольск); РУ стенда КМ-1 и АПЛ проекта 705 (ОК-550) с реакторными установками, разработанными ОКБМ (г. Нижний Новгород). Всего было построено восемь АПЛ с РУ, охлаждаемыми СВТ, из них семь – АПЛ класса «Альфа» (по классификации НАТО), все однореакторные, и два наземных стенда-прототипа. Всего эксплуатировалось 15 активных зон, общая наработка которых составила на всех режимах около 80-ти реакторо-лет. За свои скоростные и маневренные качества АПЛ проекта 705 была занесена в книгу рекордов Гиннеса (могла уходить от американских торпед).

Разработка РУ с СВТ велась в условиях отсутствия необходимых знаний и опыта, и жестких директивных сроков завершения работ, практически исключавших возможность проведения в полном объеме сопутствующих научных исследований, что стало причиной многих неудач на этапе освоения этой технологии. На рисунке 1 представлена фотография А.И. Лейпунского с учениками «первого призыва».



Рис. 1. А.И. Лейпунский с учениками. Первый ряд, слева направо: В.Я. Пупко, Б.Ф. Громов, А.И. Лейпунский, В.А. Кузнецов, Л.Н. Усачев. Второй, слева направо: А.И. Могильнер, Г.И. Тошинский, Л.А. Чернов, Ю.А. Прохоров, В.В. Чекунов

## ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ РЕАКТОРОВ С СВТ

### ПРИЧИНЫ ВЫБОРА В КАЧЕСТВЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ЭВТЕКТИЧЕСКОГО СПЛАВА СВИНЕЦ-ВИСМУТ

Целесообразность использования эвтектического сплава свинец-висмут в качестве теплоносителя первого контура была обусловлена его физико-химическими и термодинамическими свойствами, позволяющими в наиболее полной степени удовлетворить предъявляемым к РУ АПЛ требованиям по массогабаритным характеристикам, маневренности и безопасности.

**Очень высокая температура кипения ~ 1670°C** даёт возможность

- иметь низкое давление в первом контуре, уменьшить толщину стенок оборудования и трубопроводов и не вводить ограничения на маневренность ЯЭУ по условиям термоциклической прочности, а также использовать в качестве материала корпуса реактора стали, не подверженной в условиях эксплуатации радиационному охрупчиванию, обеспечить высокие маневренные качества АПЛ;

- исключить потерю теплоносителя вследствие его выкипания при нарушении герметичности первого контура и повысить безопасность;

- исключить возможность возникновения кризиса теплоотдачи и повысить теплотехническую надежность активной зоны;

- иметь более высокую (в сравнении с водо-водяными реакторами) температуру теплоносителя на выходе из реактора, существенно повысить температурный напор в парогенераторе (ПГ) и обеспечить более высокую компактность РУ, что важно при создании АПЛ ограниченного водоизмещения.

**Возможность получения перегретого пара повышенных (в сравнении с водо-водяными реакторами) параметров**, что позволяло увеличить КПД термодинамического цикла и повысить давление пара в конденсаторе турбины, уменьшить его габариты, диаметр корпуса и водоизмещение АПЛ.

**Химическая инертность теплоносителя**, исключающая экзотермические реакции и образование водорода при контакте СВТ с водой и воздухом, возможным в условиях аварийных ситуаций, что обеспечивало взрыво- и пожаробезопасность при нарушении герметичности первого контура. Это свойство теплоносителя наряду с более низким давлением в первом контуре по сравнению с давлением в пароводяном контуре исключало необходимость быстрого вывода РУ из действия при возникновении межконтурной неплотности в ПГ.

**Низкий коэффициент объёмного расширения СВТ** позволяет резко сократить размеры компенсатора объема. Но, в то же время, он достаточен для естественной циркуляции СВТ в первом контуре, обеспечивающей аварийное расхолаживание реактора.

**Невысокая температура плавления СВТ (~123,5°C)**, близкая к температуре плавления натрия (~98°C), обеспечивала возможность ремонта оборудования первого контура и перегрузки топлива без дренирования СВТ при поддержании его в жидком состоянии при температуре 160 – 180°C за счёт работы системы обогрева или остаточного тепловыделения.

**Отсутствие изменения объёма при плавлении-затвердевании** создает возможность безопасного для оборудования РУ многократного замораживания и размораживания СВТ в РУ. К сожалению, это свойство СВТ стало известно из работ зарубежных исследователей значительно позднее, и не было учтено при эксплуатации РУ, которая предусматривалась только при жидком агрегатном состоянии СВТ. На практике это создало много ненужных трудностей и послужило одной из основных причин прекращения эксплуатации АПЛ с СВТ.

### ОСНОВНЫЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ, РЕШЁННЫЕ В ХОДЕ ОСВОЕНИЯ РУ С СВТ

Фундаментальные научные основы разработки нового типа реактора с промежуточным спектром нейтронов и свинцово-висмутовым теплоносителем разрабатывались параллельно с конструированием РУ. На этом этапе работ были развиты физическая теория и методы численного расчёта реакторов, экспериментальные методы исследования

его нейтронно-физических характеристик и методы расчёта радиационной защиты. Кроме того были изучены вопросы теплообмена в свинцово-висмутовом теплоносителе, исследованы физико-химические свойства теплоносителя, вопросы коррозионной стойкости сталей, обоснованы конструкция и работоспособность тепловыделяющих элементов, в том числе в реакторных петлях, разработаны высокочувствительные методы химико-спектрального анализа материалов, разработаны проектные подходы к конструированию оборудования и обеспечению его надёжности, построению схем циркуляционных контуров и др. Были отработаны режимы эксплуатации РУ, меры обеспечения безопасности, вопросы обслуживания, ремонта и перегрузки топлива. По указанным направлениям работ в ФЭИ, ОКБ «Гидропресс», «ОКБМ Африкантов» и НИТИ (г. Сосновый Бор, стенд КМ-1) сформировались школы специалистов мирового уровня. Ниже проанализированы наиболее важные научно-технические проблемы, встретившиеся в ходе практического освоения РУ.

**Технология свинцово-висмутового теплоносителя.** Среди основных проблем, которые были решены в ходе разработки, освоения и эксплуатации установок этого типа, необходимо выделить проблему технологии СВТ – комплекса систем и устройств, обеспечивающих контроль и поддержание требуемого качества СВТ в процессе длительной эксплуатации как в нормальных условиях герметичного контура, так и в случае течи ПГ, частичной разгерметизации контура при ремонтах, перегрузке топлива. Функционирование такого комплекса необходимо для исключения коррозии конструкционных материалов и зашлаковывания контура оксидами свинца.

Важность этой проблемы была понята после аварии реактора на первой опытной АПЛ проекта 645 (1968 г.). Соответствующие методы и устройства были разработаны еще позднее, когда завершалось строительство запланированной серии АПЛ проектов 705 и 705К. Поэтому разместить необходимые устройства как штатные в составе РУ не удалось. Часть устройств была сконструирована в базовой установке, требовавшей один раз в год подключения к РУ. Следует отметить, что при разработке проектов РУ следующего поколения для гражданской ЯЭ этот опыт был полностью учтен. Все устройства контроля и поддержания качества теплоносителя (необходимо управлять лишь одним параметром – содержанием растворенного в СВТ кислорода) размещены в составе РУ как штатные, действуют автоматически.

Для решения указанных задач под общим руководством В.И. Субботина и Б.Ф. Громова были разработаны устройства, обеспечивающие химическое восстановление оксида свинца (Ю.И. Орлов), дозирующие устройства для поддержания в СВТ необходимой концентрации ингибитора коррозии – растворенного кислорода (П.Н. Мартынов), соответствующие датчики, позволяющие контролировать качество СВТ и защитного инертного газа (Б.А. Шматко), специальные фильтры для очистки СВТ от нерастворимых примесей (А.К. Паповянц). Коррозионная стойкость материалов обеспечивается соответствующим легированием сталей (А.Е. Русанов), предварительным нанесением на них защитных оксидных покрытий (А.П. Трифонов и Г.С. Ячменев) и поддержанием в СВТ необходимой концентрации растворенного кислорода.

На рисунках 2, 3 представлены результаты работ по технологии СВТ [3] и обеспечению коррозионной стойкости сталей [4].

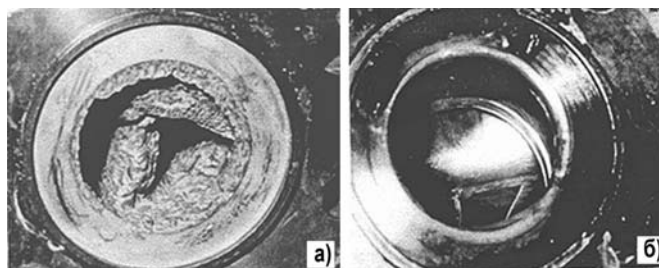


Рис. 2. Водородная очистка трубопровода насосного стенда в 1980 г.: а) – до очистки; б) – после очистки

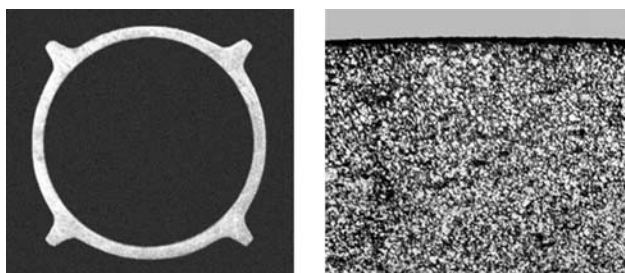


Рис. 3. Отсутствие коррозии стали ЭП-823Ш (оболочка твэла) после испытаний в СВТ при температуре 600°C в течение 50000 часов

**Двойственная роль кислорода.** Разработка высокотемпературной водородной регенерации СВТ и первого контура с помощью эжекционного устройства (Ю.И. Орлов) обеспечивала доставку мелких пузырьков водородосодержащей газовой смеси для очистки от оксидных отложений (шлаков), которые были главной причиной аварии на АПЛ К-27 и плохой работы стенда 27/ВТ во второй кампании после длительных работ по модернизации РУ с разгерметизированным первым контуром. В то же время выяснилось, что при проведении коррозионных испытаний при температурах оболочки твэлов около 600°C появились непонятные результаты. В одном случае образцы трубок диаметром 12×0,4 мм просто растворялись, их не находили в теплоносителе. В других опытах они выдерживают 1000 часов, 2000 часов без следов коррозии.

Основная защита от коррозии стали в свинце-висмуте – это оксидное покрытие на поверхности стали, т.е. тонкие слои из оксидов железа и хрома  $Fe_3O_4$ ,  $Cr_2O_3$ . Но оказалось, что если просто окислить сталь на воздухе при 600°C, то пленка получается рыхлой, никакой защиты нет. Окисление нужно проводить при низком парциальном давлении кислорода – в атмосфере углекислого газа, водяного пара или в свинце (свинце-висмуте) с растворенным в нём кислородом. Выяснилось, что образованное таким образом оксидное покрытие обладает очень важным для практики качеством – свойством «самозалечивания» после механического повреждения, если поддерживается нужная концентрация кислорода, растворенного в свинце-висмуте.

М.Н. Ивановский и Б.А. Шматко предложили прибор, позволяющий измерять концентрацию растворенного кислорода в теплоносителе. Как выяснилось, кислород присутствует в теплоносителе в двух формах – активной и пассивной. В химической реакции образования оксидной пленки на поверхности стали участвует только растворенный активный кислород. А тот кислород, который уже связан в виде оксидов железа, не может принимать участия в окислении железа в этой же стали, он уже потерял свой термодинамический потенциал. С тех пор технология теплоносителя получила научное обоснование. Сегодня это все очень хорошо изучено и описано в [5].

Концентрацию растворенного кислорода нужно поддерживать в нужном интервале, и при очень низкой концентрации добавлять кислород, чтобы поддерживать стабильное состояние защитных оксидных пленок. Поэтому на лодках раз в год в газовую систему подавалось 100 г воздуха или соответствующее количество кислорода на контур, в котором около 50-ти тонн теплоносителя. Измерялась термодинамическая активность, потом лишний кислород удалялся с помощью водородной регенерации.

**Обеспечение радиационной безопасности при работах, связанных с загрязнением воздуха и поверхностей оборудования полонием-210.** Спецификой СВТ является образование в нем альфа-активного радионуклида полония-210 с периодом полураспада ~138 суток при облучении нейтронами висмута. Радиологическая опасность теплоносителя проявляется при попадании СВТ или контактирующего с ним газа в обслуживаемые помещения, что имело место при авариях и ремонтах РУ АПЛ и наземных стендов-прототипов в период их освоения.

Как показал опыт эксплуатации РУ на АПЛ, выход аэрозолей полония и радиоактивность воздуха в соответствии с законами термодинамики резко уменьшаются после снижения температуры и затвердевания пролитого СВТ. Быстрое затвердевание пролитого СВТ ограничивает площадь радиоактивного загрязнения и позволяет удалять пролитый СВТ в виде твердого радиоактивного отхода. Низкая концентрация полония в СВТ (на уровне  $10^{-6}$  ат.) и образование термодинамически стойкого химического соединения полония со свинцом обуславливают низкую концентрацию полония-210 в воздухе при аварийной разгерметизации первого контура.

Для выполнения ремонтно-восстановительных работ на «грязном» оборудовании, работ по удалению вытекшего теплоносителя (на стенде 27/ВТ до 20-ти тонн) были разработаны меры индивидуальной и коллективной защиты персонала (респираторы, защитная одежда, организация вентиляции). Кроме того, были отработаны методы дезактивации оборудования и фиксации активности на поверхностях, приемы проведения ремонтно-восстановительных работ, снижающие риск попадания опасных количеств полония-210 внутрь организма и на кожные покровы [6].

Весь персонал, участвовавший в работах, подвергался периодическим медицинским обследованиям, и на основании многочисленных радиометрических анализов биопроб персонала (как военного, так и гражданского) было объективно установлено отсутствие случаев наличия инкорпорированного полония в организме людей выше допустимых пределов. Это подтверждает высокую эффективность применявшихся средств индивидуальной и коллективной защиты, правильность выбора технологии и организации ремонтно-восстановительных работ. Этому также способствовали сравнительно быстрое выведение полония из организма в результате обменных процессов (эффективный период полувыведения составляет около 30-ти суток) и очень низкая молярная концентрация полония в жидкометаллическом теплоносителе (ЖМТ), соответственно снижающая его летучесть в сравнении с чистым полонием.

В одной из работ, опубликованных в США [7], приводятся данные ретроспективного анализа смертности среди большой группы работников, занятых на работах с выделенным Po-210 в 1944 – 1972 гг. на Mound Facility и контролируемых по внутреннему облучению Po-210. Авторы проанализировали медицинские протоколы радиометрических анализов (свыше 160-ти тысяч биопроб) группы белых мужчин в количестве 4402 человек (104326 человеко-лет), работавших в этот период с Po-210, и сопоставили результаты наблюдений с официальными данными о причинах смерти 987-ти человек из этой группы за период с начала работ по январь 1984 г. Они также сравнили статистику по смертности этой группы с аналогичными данными двух контрольных групп лиц (средней по США и по штату Огайо) и сделали вывод об отсутствии связи между полученными дозами внутреннего облучения за счет инкорпорированного полония вплоть до 1 Зв (100 бэр) и уровнем смертности по причинам злокачественных образований. Практически все тренды, характеризующие смертность от различных раковых заболеваний в изучаемой группе работников, были отрицательны, т.е. смертность была даже несколько меньшей, чем в двух контрольных группах.

Поэтому образование полония-210 в СВТ не является препятствием для его использования в качестве теплоносителя ядерных реакторов, хотя, конечно, все меры обеспечения радиационной безопасности должны быть предусмотрены.

**«Замораживание-размораживание» СВТ в РУ.** Важной практической проблемой явилось обоснование возможности многократного «замораживания-размораживания» РУ с СВТ, что могло потребоваться при длительных стоянках АПЛ. Отсутствие изменения объема СВТ при плавлении (затвердевании) [5] и достаточно высокая пластичность при низкой прочности в твердом состоянии позволили исключить повреждения РУ при переходе СВТ из жидкого в твердое состояние и при дальнейшем его охлаждении до температуры окружающей среды. Для безопасного «размораживания» СВТ ОКБ «Гидропресс» был отра-

ботан специальный регламент температурно-временного режима разогрева, проверенный на крупномасштабных моделях и на РУ правого борта АПЛ проекта 645 после ее длительного пребывания в «замороженном» состоянии. Однако этот режим не был внедрён в практику в связи с принятым в середине 1990-х гг. решением о прекращении дальнейшей эксплуатации АПЛ этого типа.

Следует отметить ещё одно свойство СВТ – медленное самопроизвольное увеличение объёма СВТ в твердом состоянии, достигающее около 0,5% за два месяца, обусловленное изменением кристаллической структуры [8]. В специально поставленных экспериментах наблюдалась медленная «самоэкструзия» СВТ через небольшое отверстие. Однако низкая твердость и высокая пластичность СВТ в твердом состоянии исключили возникновение повреждений оборудования.

Нужно сказать, что свойство СВТ затвердевать при 123,5°C в некоторых случаях играло и положительную роль. Например, при хранении выгруженной активной зоны в баке с «замороженным» СВТ формируется дополнительный защитный барьер на пути выхода радиоактивности в окружающую среду.

**Обеспечение высокой надёжности парогенераторов.** Первые модификации парогенераторов РУ с СВТ, также как и РУ с водо-водяными реакторами (ВВР) для АПЛ не отличались высокой надёжностью. Вместе с тем, лодки со свинцом-висмутом с текущими парогенераторами выходили в море и нормально возвращались. Пар, попадающий в первый контур, давление в котором ниже, барботировал через теплоноситель и конденсировался в аварийном конденсаторе газовой системы.

Низкая надёжность первого поколения ПГ была связана с выбором материала трубной системы, который менялся по мере накопления опыта. Была также отработана технология надёжной заделки трубок в трубные доски и конструкция узла дистанционирования трубок в пучке.

Проблема дистанционирования трубок была выявлена при испытаниях ПГ МП-7 в составе стенда 27/ВТ-5 (вторая кампания). Вскоре после начала эксплуатации начались регулярные течи трубок ПГ, изготовленных из перлитной стали, стойкой к коррозии как в СВТ, так и в водной среде при соблюдении требований водно-химического режима. Вырезка поврежденных трубок показала, что в местах контакта с дистанционирующими пластинами наружная поверхность трубок в результате вибрационного износа приобрела шестигранную форму с соответствующим локальным уменьшением толщины стенки. Это приводило к разрыву трубок давлением пара из-за потери прочности.

Стало ясно, что необходима разработка модернизированной конструкции ПГ с жестким дистанционированием трубного пучка. Такая конструкция (МП-7М и МП-8М для РУ ОК-550 и БМ-40/А соответственно) была разработана ОКБ «Гидропресс». Испытания на полномасштабном стенде ОКБМ подтвердили исключительно высокую надёжность нового узла дистанционирования. Изготовление и монтаж модернизированных ПГ потребовали остановки строительства шести АПЛ, стоящих на стапелях заводов в Ленинграде и Северодвинске.

Все эти мероприятия привели к тому, что, если на стенде 27/ВТ и РУ АПЛ проекта 645 течи ПГ были правилом, то на серийных РУ ОК-550 и БМ-40/А они стали крайне редким исключением (кроме массового коррозионного повреждения трубок ПГ на РУ БМ-40/А на головной АПЛ проекта 705К (К-123), заказ 105, в результате длительного нарушения водно-химического режима второго контура).

#### **Краткий анализ имевших место аварий [2]**

Весь период освоения РУ с СВТ чётко разделяется на два больших этапа. Первый этап освоения этой новой реакторной технологии, проходивший в условиях отсутствия какого-либо отечественного и зарубежного опыта и очень сжатых директивных сроков создания РУ для АПЛ, продиктованных политической обстановкой (гонка вооружений

была в разгаре), сопровождался рядом трудностей и неудач.

Именно на этом этапе на опытных АПЛ произошли аварии, потребовавшие досрочного прекращения эксплуатации этих АПЛ. Причём только на самой первой опытной АПЛ (проект 645) причина аварии была связана с использованием СВТ. На опытной АПЛ проекта 705 (заказ 900), причина аварии была связана с низким качеством монтажа оборудования на судостроительном заводе и нарушениями регламента эксплуатации. (Подробно история создания и опыт эксплуатации АПЛ проектов 705 и 705К с воспоминаниями участников изложены в книге Б.В. Григорьева «Корабль, опередивший время». – СПб: Тайфун, 2003 г., доступна в интернете).

Причина первой аварии, в результате которой расплавилась часть активной зоны из-за забивания шлаками, была связана с неизученностью в то время проблемы технологии теплоносителя.

Вторая авария на опытной АПЛ проекта 705 (заказ 900) была связана с массовым коррозионным повреждением вспомогательных трубопроводов первого контура из-за длительного попадания на наружную поверхность труб влаги, насыщенной хлоридами, содержащимися в материале теплоизоляции. Попадание влаги было связано с течью пара через уплотнение крышки парогенератора.

Кроме того, на головной АПЛ К-123 (проект 705К, заказ 105) в период заводского ремонта РУ была заменена на новую, заранее изготовленную, в связи с истечением ресурса труб системы парового обогрева, в которой были на заводе ошибочно применены трубы из стали, не обладающей необходимой коррозионной стойкостью. Перед этим в результате нарушения водно-химического режима второго контура произошло массовое коррозионное повреждение трубной системы ПГ, вызвавшее течь пара в первый контур, которая в результате неправильных действий персонала привела к вытеканию 250-ти литров СВТ в реакторный отсек. При этом никто из членов экипажа не пострадал.

На АПЛ К-373 (проект 705, заказ 910) по невыясненным причинам произошел выброс в исполнительный механизм СУЗ крупинки соединения европия из поглощающего материала стержня, что вызвало резкое ухудшение радиационной обстановки в реакторном отсеке и потребовало прекращения эксплуатации РУ при выработке около 70% кампании. В результате аварии никто не пострадал.

#### **Трудности базового обслуживания РУ АПЛ**

Прежде всего это неготовность инфраструктуры береговой базы к обеспечению бесперебойной подачи пара в систему парового обогрева первого контура для поддержания жидкого агрегатного состояния СВТ. В результате эти лодки стояли в базе с работающими на малой мощности (0,5% номинальной) РУ, что приводило к повышенной выработке ресурса и дополнительной нагрузке экипажа.

К трудностям обслуживания РУ в пунктах базирования АПЛ и перегрузки топлива следует отнести необходимость периодического (один раз в год) подключения РУ гибкими трубопроводами к базовой установке для проведения регламентных работ по технологии теплоносителя. Это связано с невозможностью введения в качестве штатных ряда устройств технологии теплоносителя в состав РУ, отсутствовавших сначала в проекте, из-за завершения монтажа РУ строящихся АПЛ.

При стоянке АПЛ в базе на неё требовалась подача электроэнергии нестандартных параметров (частота тока 400 Герц), что определялось спецификой электроэнергетической системы корабля, позволившей значительно улучшить массогабаритные характеристики электрооборудования. Через люк можно было извлечь генератор, электродвигатели для ремонта или замены. Для самой РУ такая частота тока не требовалась.

Отмеченные трудности, характерные для конкретных конструкций РУ АПЛ, и были в числе объективных причин (наряду с тем, что АПЛ этих проектов перестали удовлетворять сильно возросшим за 20 лет требованиям по акустической скрытности) принятия



решения о прекращении эксплуатации АПЛ этого типа. Были и субъективные причины принятия такого решения.

Технология проведения ремонтных работ и перегрузки топлива описаны в докладе [9].

### **Основные итоги эксплуатации РУ с СВТ**

Полученные в ходе испытаний и эксплуатации ЯЭУ характеристики, такие как мощность и параметры установки, продолжительность кампании, запас реактивности, коэффициенты реактивности, эффекты отравления, распределения температур, динамические параметры, радиоактивность теплоносителя, мощности доз нейтронного и гамма-излучения за защитой, достаточно хорошо совпали с результатами расчётов. Высокую работоспособность показали активные зоны и системы стержней СУЗ, обеспечившие выработку проектного энергоресурса. Система автоматизированного управления обеспечила ввод РУ из подкритического состояния реактора за время около 30-ти минут от нажатия кнопки «ПУСК» до принятия нагрузки на турбогенератор. Время выхода на полную мощность из турбогенераторного режима составляло 90 секунд.

В связи с тем, что активная зона входит в состав неразборной выемной части реактора, были разработаны и созданы технические средства перегрузки топлива, которые отличались от аналогичных средств, используемых при поканальной замене топлива в реакторах ВВР. В комплекс технических средств перегрузки кроме собственно перегрузочного оборудования должны были входить также грузоподъемные средства и док для установки АПЛ на жёсткое основание (перегрузка активных зон реакторов АПЛ проекта 645 производилась на плаву). С этой целью на специализированной базе был предусмотрен комплекс оборудования и сооружений, обеспечивавших технологический процесс перегрузки топлива, включая длительное, до отправки на переработку, хранение выгруженного топлива.

Опыт разработки и эксплуатации РУ с СВТ в составе АПЛ и наземных стендов-прототипов позволяет сделать ряд важных выводов по компоновке и оборудованию первого контура.

Наилучших показателей следует ожидать при интегральной (моноблочной) компоновке оборудования первого контура, позволяющей полностью исключить трубопроводы и арматуру СВТ.

Наиболее удобной конструктивной схемой парогенератора является схема, в которой циркуляция жидкого металла осуществляется в межтрубном пространстве, а циркуляция воды или пара – в трубках. При такой конструкции обеспечивается возможность ремонта парогенератора путём глушения отдельных трубок, потерявших герметичность, без демонтажа ПГ или вскрытия первого контура.

Стояночные режимы, режимы пуска и расхолаживания осуществляются наиболее просто при конструктивном разделении парогенератора на испарительную и пароперегревательную секции и работе испарительной секции в режиме многократной циркуляции пароводяной смеси через сепаратор. При этом в ПГ подается вода с температурой более высокой, чем температура плавления СВТ.

Для циркуляции СВТ вместо насосов с турбоприводом целесообразно использовать механические насосы с газогерметичными электродвигателями или магнитогидродинамические насосы при принятии мер по уменьшению гидравлического сопротивления первого контура.

Среди положительных качеств РУ с СВТ, выявленных в ходе эксплуатации, следует отметить простоту управления, высокую маневренность и короткое время ввода в энергетический режим из подкритического состояния реактора, возможность быстрого изменения режима циркуляции теплоносителя со значительным изменением его расхода. Была подтверждена возможность эксплуатации РУ при небольшой течи трубной системы ПГ, высокая ремонтпригодность ПГ, возможность устойчивой работы РУ на любых низких уровнях мощности. Была обеспечена практически полная выработка активными

зонами проектного энергозапаса при нормальном и допустимом состояниях герметичности оболочек твэлов. При базировании, ремонтах и перегрузках топлива жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) практически не образовывались.

Второй этап освоения РУ с СВТ на АПЛ характеризовался их надёжной многолетней эксплуатацией на шести серийных атомных подводных лодках, в конструкцию РУ которых были внесены необходимые изменения, вытекающие из опыта эксплуатации и анализа причин имевших место аварий. За последние 10 лет эксплуатации РУ после внедрения средств и методов поддержания необходимого качества теплоносителя не встречалось никаких проблем ни с коррозией конструкционных материалов в первом контуре, ни с отступлениями от норм по чистоте первого контура.

Поскольку опыт применения СВТ на АПЛ проектов 705 трактовался неоднозначно, по предложению Главкома ВМФ в 2008 г. «Росатомом» была создана межведомственная рабочая группа под руководством вице-адмирала, академика А.А. Саркисова из представителей всех заинтересованных организаций, которая рассмотрела опыт эксплуатации. В Заключении рабочей группы записано, что «результаты эксплуатации реакторных установок на АПЛ проектов 705 и 705К признаны положительными:

- общая наработка на всех режимах составила около 80-ти реакторо-лет, подтвердила достоинства и основные характеристики, заложенные в проекте, и была достаточной для выявления конструктивных и технологических недостатков с целью определения основных направлений совершенствования установок;

- аварии и инциденты имели место в начальный период их эксплуатации, что было характерно и для установок других типов, в том числе с водо-водяными реакторами».

Все аварии, которые потребовали досрочного прекращения эксплуатации двух АПЛ с СВТ, произошли на первых опытных АПЛ К-27 и К-64. На головной АПЛ К-123 проекта 705К через шесть лет эксплуатации потребовалась замена РУ БМ-40/А на новую заранее изготовленную в связи выработкой ресурса труб системы парового обогрева из обычной нержавеющей стали, которые были ошибочно смонтированы в РУ, вместо труб из специальной коррозионностойкой стали того же диаметра. Серийные лодки надёжно эксплуатировались по прямому назначению.

Работы по развитию данного направления были высоко оценены государством: присуждены две Ленинские и одна Государственная премии, А.И. Лейпунский и В.В. Стекольников (генеральный конструктор ОКБ «Гидропресс») были удостоены звания Героя Социалистического труда.

Невозможно перечислить всех участников этой работы, и заложивших также основы будущего развития, однако основных действовавших лиц, удостоенных высоких наград (об А.И. Лейпунском и В.В. Стекольникове и некоторых других уже было сказано), следует назвать: в ФЭИ это Б.Ф. Громов, К.И. Карих, О.Г. Комлев, В.А. Кузнецов, В.А. Малых, И.П. Засорин, Г.И. Марчук, Д.М. Овечкин, Д.В. Панкратов, Ю.Г. Пашкин, В.Н. Степанов, В.И. Субботин, Г.И. Тошинский, В.М. Троянов, В.В. Чекунов; в ОКБ «Гидропресс» – В.И. Акимов, М.П. Вахрушин, А.В. Дедуль, Ю.Г. Драгунов, Е.В. Куликов, Г.Д. Лунёв, В.С. Степанов, Г.А. Тачков, В.А. Чистяков, Б.М. Шолкович; в ОКБМ – И.И. Африкантов, Ф.М. Митенков, Н.М. Царёв, М.В. Смирнов; в Минатоме – В.П. Пигалев.

На рисунках 4, 5 представлены АПЛ проектов 645, 705 и 705К, основные их создатели и командиры.

В заключение приведем мнения трех специалистов об АПЛ проектов 705 (705К).

– *Федор Митенков, академик, лауреат премии «Глобальная энергия», в прошлом директор ОКБМ им. Африкантова: «Эксплуатация серийных объектов с ЯЭУ на жидкометаллическом теплоносителе Рb-Vi подтвердила проектную эффективность схемных и конструкторских решений по оборудованию и ЯЭУ в целом... Однако успешная в целом эксплуатация серийных подводных лодок выявила такие существенные недостатки, как значительно более сложные условия поддержания подводной лодки в межпоходовый*

период на базе по сравнению с ЯЭУ на воде, а также повышенную шумность. Но следует иметь в виду, что пути преодоления отмеченных недостатков достаточно понятны» («Творцы ядерного века. Размышления о пережитом». – М.: ИздАТ, 2004, стр. 55-57).



**А.И. Лейбунский**  
(ГНЦ РФ-ФЭИ)  
Научный руководитель РУ



**Б.М. Шолкович**  
ОКБ "Гидропресс"  
Главный конструктор РУ



**А.К. Назаров**  
(СПМБМ "Малахит")  
Главный конструктор АПЛ



**И.И. Гуляев**  
(ВМФ)  
Первый командир АПЛ

Рис. 4. АПЛ К-27 проекта 645 с ЖМТ первого поколения



**А.С. Пушкин**  
(ВМФ)  
Первый командир АПЛ  
К-64 проекта 705



**А.У. Аббасов**  
(ВМФ)  
Первый командир АПЛ  
К-123 проекта 705К



**Б.Ф. Громов**  
(ГНЦ РФ-ФЭИ)  
Научный руководитель РУ



**В.В. Стекольников**  
(ОКБ "Гидропресс")  
Главный конструктор РУ  
АПЛ проекта 705К



**Ф.М. Митенков**  
(ОКБМ Африкантов)  
Главный конструктор РУ  
АПЛ проекта 705



**М.Г. Русанов**  
(СПМБМ "Малахит")  
Главный конструктор  
АПЛ проектов 705, 705К

Рис. 5. АПЛ с ЖМТ проектов 705 и 705К

– *Норман Полмар, советник правительства США*: «Я могу поздравить тех, кто работал и создал «Альфу». Они опередили всех на Западе на 20 – 25 лет. Сожалею, что нет больше лодок этого проекта, но как гражданин США и военно-морской специалист, я радуюсь, что их нет, так как эти подводные лодки представляли серьёзную угрозу для ВМС США» (Авторский блог Геннадий Дрожжин 00:00 28 марта 2012).

– Геннадий Дрожжин, капитан первого ранга, член президиума Объединённого Совета ветеранов-подводников: «Все до единой эти чудо-лодки были уничтожены, не прослужив и половины своего срока, а при их модернизации с целью уменьшения шумности и при оснащении новым гидроакустическим комплексом они и сегодня стали бы безусловными «убийцами» ПЛАРБ США и их авианосцев» (Авторский блог Геннадий Дрожжин 00:00 28 марта 2012).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В процессе разработки и эксплуатации реакторов с СВТ на АПЛ была освоена в промышленном масштабе уникальная ядерная технология. Начальный период освоения этой технологии, проходивший в условиях отсутствия необходимых знаний и опыта, сопровождался рядом трудностей и аварий, причины которых были достоверно выяснены и устранены, что подтверждается надежной эксплуатацией РУ на серийных АПЛ. На основе критически проанализированного опыта эксплуатации ведется разработка проекта РУ гражданского назначения (СВБР-100), модульного типа, удовлетворяющей требованиям Generation IV.

## Литература

1. А.И. Лейпунский. Избранные труды. Воспоминания. – К.: Наукова думка, 1990. – 225 с.
2. Громов Б.Ф., Григорьев О.Г., Дедуль А.В., Тошинский Г.И., Степанов В.С., Никитин Л.Б. Анализ опыта эксплуатации реакторных установок с теплоносителем свинец-висмут и имевших место аварий. / Труды I Конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-98)». – Т. 1. – С. 63-69. – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. (см. также в книге *Toshinskii G. Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers.* – LAMBERT Academic Publishing, 2016. – PP. 56-75).
3. Зродников А.В., Ефанов А.Д., Орлов Ю.И., Мартынов П.Н., Троянов В.М., Русанов А.Е. Технология тяжелых жидкометаллических теплоносителей Рb-Bi и Рb. / Доклад № 2108 на конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2003)», проведенной в рамках Российского научно-технического форума «Ядерные реакторы на быстрых нейтронах» посвященного 100-летию со дня рождения А.И. Лепунского. 8-12 декабря 2003 г. CD-ROM. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2003.
4. Русанов А.Е., Троянов В.М., Беломытцев Ю.С. и др. Разработка и исследование стелей оболочек твэлов ЯЭУ с тяжелыми теплоносителями. / Труды I Конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-98)». – Т. 2. – С. 533-639. – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999.
5. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. – OECD-NEA, 2015. – No. 7268. – PP. 185-232.
6. Панкратов Д.В., Ефимов Е.И., Тошинский Г.И., Рябая Л.Д. Анализ полониевой опасности в ядерных энергетических установках с теплоносителем свинец-висмут. / Proc. of the ICAPP'05, Seoul, KOREA, May 15-19, 2005, Paper No. 5497. CD-ROM. (см. также в книге *Toshinskii G. Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers.* – LAMBERT Academic Publishing, 2016. – PP. 180-200).
7. *Wiggs Laurie D., Cox-De Vore Carol A., Voelz George L.* Mortality among a Cohort of Workers Monitored for Po-210 Exposure: 1944-1972 у.у. Epidemiology Section Occupational Medicine Group. // Los-Alamos National Laboratory, Health Physics. – 1991. – Vol. 61. – No 1. – PP. 71-76. DOI: <https://doi.org/10.1097/00004032-199107000-00007>.
8. Пыльченков Э.Х. Проблема «замораживания-размораживания» свинцово-висмутного жидкометаллического теплоносителя в контурах реакторных установок. / Труды I Конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-98)» – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. – Т. 1. – С. 110-119 (см. также в книге *Toshinskii G. Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers.* – LAMBERT Academic Publishing, 2016. – PP. 56-75).
9. Сазонов В.К., Тошинский Г.И., Степанов В.С. и др. Технология и опыт проведения ремонтных работ и перегрузки топлива в ядерно-энергетических установках с теплоно-

сителем свинец-висмут. / Труды I Конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-98)». – Т. 2. – С. 599-605 – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. (см. также в книге *Toshinski G. Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers.* – LAMBERT Academic Publishing, 2016. – PP. 76-91).

Поступила в редакцию 16.09.2021 г.

#### Авторы

Троянов Владимир Михайлович, научный руководитель АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского», д-р техн. наук,  
E-mail: vmtroyanov@ippe.ru

Тошинский Георгий Ильич, советник генерального директора АО «АКМЭ-инжиниринг» и АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского», профессор, д-р техн. наук  
E-mail: toshinsky@ippe.ru,

Степанов Владимир Сергеевич, советник начальника отделения  
E-mail: stepanov@grpress.podolsk.ru,

Петроченко Владимир Викторович, генеральный директор, канд. техн. наук  
E-mail: V.Petrochenko@svbr.org

UDC 621.039.52.034.6.

### **LEAD-BISMUTH COOLED REACTORS: HISTORY AND THE POTENTIAL OF DEVELOPMENT Part 1: HISTORY OF DEVELOPMENT**

Troyanov V.M.\*, Toshinsky G.I.\*,\*\*, Stepanov V.S.\*\*\*, Petrochenko V.V.\*\*

\* SSC RF IPPE n.a. A.I. Leipunsky JSC,

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

\*\* AKME-Engineering JSC

13 Bld. 1, Pyatnitskaya Str., 115035 Moscow, Russia

\*\*\* ОКБ Гидропресс JSC

21 Ordzhonikidze Str., 142103 Podolsk, Moscow Reg., Russia

#### ABSTRACT

The history of the development of reactor facilities (RF) with lead-bismuth coolant (LBC) for nuclear submarines (NPS) carried out in the absence of the necessary knowledge and experience in the conditions of imposed strict prescriptive deadlines for the completion of works, which practically excluded the possibility of implementation of comprehensive accompanying scientific research, is discussed. The above situation resulted during the stage of mastering this unique in the world technology in numerous failures the reasons for which were later identified and eliminated. Substantiations are given for the choice of the lead-bismuth eutectic alloy as the reactor coolant, the main scientific and technical problems solved in the course of mastering the RFs with LBC, including the problems of coolant technology and corrosion resistance of steels, issues of ensuring radiation safety during works accompanied with the release of polonium, ensuring the reliability of steam generators, incidents and accidents that took place during the operation and ways to eliminate their causes are described.

**Key words:** lead-bismuth coolant, reactor, steam generator, polonium, accident, corrosion, operating experience, reactor core.

#### REFERENCES

1. Leipunsky A.I. *Selected Works. Memories.* Kiev. Naukova Dumka, 1990, 225 p. (in Russian).

2. Gromov B.F., Grigoriev O.G., Dedoul A.V., Toshinsky G.I., Stepanov V.S., Nikitin L.B. The Analysis of Operating Experience of Reactor Installations Using Lead-Bismuth Coolant and Accidents Happened. *Proc. of the I-st Intern. Conf. on Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (TZhMT-98)*, v. 1, pp. 63-69. Obninsk. GNTs RF-FEI, 1999 (in Russian). See also in Toshinskii G. *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers*. LAMBERT Academic Publishing, 2016, pp. 42-54.
3. Zrodnikov A.V., Yefanov A.D., Orlov Yu.I., Martynov P.N., Troyanov V.M., Rusanov A.E. Technology of Pb-Bi and Pb heavy liquid-metal coolants. *Report No. 2108 at the Conf. «Heavy Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (TZhMT-2003)» held within the Russian Scientific and Technical Forum «Fast Nuclear Reactors» dedicated to the 100th anniversary of the birth of A.I. Leypunsky*. December 8-12, 2003. CD-ROM. Obninsk. GNTs RF-FEI, 2003 (in Russian).
4. Rusanov A.E., Troyanov V.M., Belomytsev Yu.S., Smirnov A.A., Yachmenyev G.S., Gibadullin R.H., Sugonyaev V.N., Pyhtin V.M. Development and Research of Cladding Steels for Fuel Elements of Nuclear Power Facilities with Heavy Coolants. *Proc. of the I-st Intern. Conf. on Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (TZhMT-98)*, v. 2, pp. 633-639. Obninsk. GNTs RF-FEI, 1999 (in Russian).
5. *Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies*. 2015 Edition, OECD-NEA, no. 7268, pp. 185-232.
6. Pankratov D.V., Yefimov E.I., Toshinsky G.I., Ryabaya L.D. Analysis of Polonium Danger in Nuclear Power Installations with Lead-Bismuth Coolant. *Proc. of the ICAPP'05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005, Paper No. 5497 (CD-ROM)*. See also in Toshinskii G. *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers*. LAMBERT Academic Publishing, 2016, pp. 180-200.
7. Wiggs Laurie D., Cox-De Vore Carol A. and Voelz George L. Mortality among a Cohort of Workers Monitored for Po-210 Exposure: 1944-1972 y.y. Epidemiology Section Occupational Medicine Group, *Los-Alamos National Laboratory, Health Physics*. 1991, v. 61, no. 1, pp. 71-76; DOI: <https://doi.org/10.1097/00004032-199107000-00007>.
8. Pylchenkov E.H. The Issue of Freezing-Defreezing Lead-Bismuth Liquid Metal Coolant in Reactor Installations' Circuits. *Proc. of the I-st Intern. Conf. on Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (TZhMT-98)*, v. 1, pp. 110-119. Obninsk. GNTs RF-FEI, 1999, (in Russian).
9. Sazonov V.K., Tihomirov V.I., Tihonenko V.B., Toshinsky G.I., Shestopalov A.I., Stepanov V.S., Vahrooshin M.P., Alekseev G.A. Technology and Experience of Repair Works and Refuelings for the Nuclear Power Installations with Lead-Bismuth Coolant. *Proc. of the I-st Intern. Conf. on Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (TZhMT-98)*, v. 2, pp. 599-605. Obninsk. GNTs RF-FEI, 1999 (in Russian). See also in Toshinskii G. *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers*. LAMBERT Academic Publishing, 2016, pp. 76-91.

#### Authors

Troyanov Vladimir Mikhailovich, Scientific Supervisor SSC RF IPPE n.a. A.I. Leipunsky JSC, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: [vmtroyanov@ippe.ru](mailto:vmtroyanov@ippe.ru)

Toshinsky Georgy Iliich, Director General Advisor AKME-Engineering JSC and Director General Advisor SSC RF IPPE n.a. A.I. Leipunsky JSC, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: [toshinsky@ippe.ru](mailto:toshinsky@ippe.ru)

Stepanov Vladimir Sergeevich, Head of Department Advisor

E-mail: [stepanov@grpress.podolsk.ru](mailto:stepanov@grpress.podolsk.ru)

Petrochenko Vladimir Viktorovich, Director General AKME-Engineering JSC, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [V.Petrochenko@svbr.org](mailto:V.Petrochenko@svbr.org)