

6. Михайлова И.В. Проверка средних сечений деления и захвата ^{237}Np и ^{241}Am на критических сборках для задач трансмутации. Дис. на соискание ученой степени канд. техн. наук. Обнинск, ГИЦ РФ — ФЭИ, 1999. 160 с.
7. Yoo J., Jacqmin R., Kim Y. Analysis of metallic uranium fueled BFS critical assemblies with the ECCO/ERANOS2.1 code system. — In: Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting. Gyeongju. Korea, May 2008, p. 149—150.
8. Semenov M., Mikhailov G., Rozhikhin Ye. e.a. BFS1-LMFR-EXP-001 — BFS-73-1 Assembly: Experimental Model of Sodium-Cooled Fast Reactor with Core of Metal Uranium Fuel of 18.5% Enrichment and Depleted Uranium Dioxide Blanket. ICSBEP, NEA/NSC/DOE, 2013.
9. Song H., Kim Y., Kim Y. Analysis of fission rate distribution on BFS-75-1 assembly. — In: Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting. Gyeongju, Korea, November, 2006, p. 1—2.
10. Yun S., Kim S. Modeling of axial fuel expansion phenomenon in the BFS critical facility. — In: Proc. of the Reactor Physics. Korea, Sept. 16—18, 2015, p. 4.
11. Lopatkin A., Khomyakov Yu., Kochetkov A. e.a. Validation of neutron data for Pb and Bi using critical experiments. — J. Nucl. Sci. Technol., 2002, № 2, p. 1010—1012.
12. Kochetkov A., Doulin V., Rozhikhin Ye. e.a. BFS1-LMFR-EXP-002 BFS-61 Assemblies: Experimental Model of Lead-Cooled Fast Reactor with Core of Metal Plutonium-Depleted Uranium Fuel and Different Reflectors. NEA/NSC/DOC, 2014.
13. Smirnov V.S., Lopatkin A.V., Muratov V.G. e.a. Experimental studies of BREST-OD-300 reactor characteristics on BFS facilities — design and performance of reactor and subcritical blanket systems with lead and lead-bismuth as coolant and or target material. — In: Working Material Advisory Group Meeting. Moscow, 23—27 October, 2000. Vienna: IAEA, 2001, p. 204—240.
14. Kochetkov A., Semenov M., Rozhikhin Ye. e.a. BFS1-FUND-EXP-001. BFS-97, -99, -101 Assemblies: Experimental Program on Critical Assemblies with Heterogeneous Compositions of Plutonium, Depleted-Uranium Dioxide, and Polyethylene. NEA/NSC/DOC, 2007.
15. Дулин В.А., Можжев В.К. Абсолютные измерения скоростей захватов нейтронов в ^{238}U и делений в ^{239}Pu . — Атомная энергия, 1975, т. 39, вып. 1, с. 54—57.

Поступила в Редакцию 03.05.16

УДК 621.039.574

ЖИДКОСОЛЕВОЙ РЕАКТОР ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ^{99}Mo

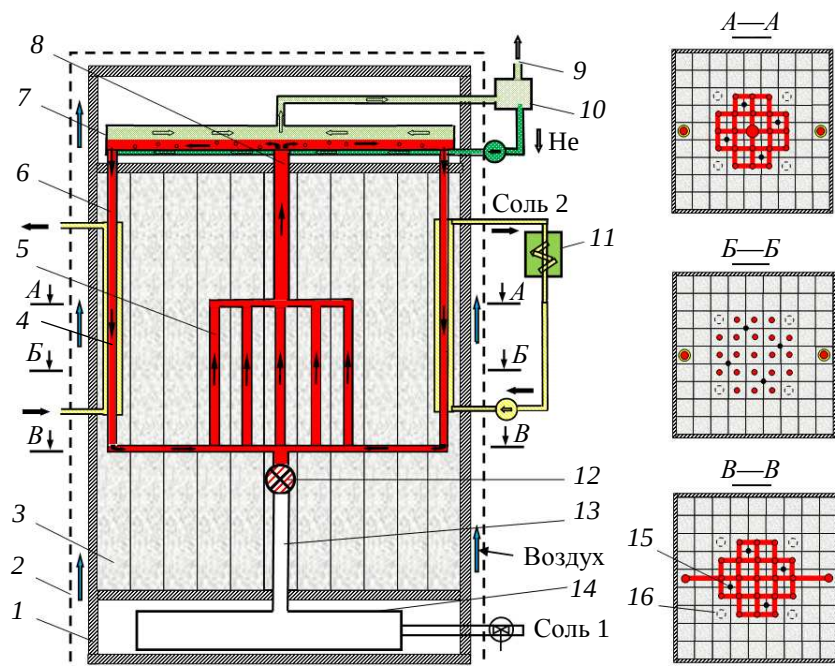
Татауров А.Л., Фейнберг О.С. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)

Старение парка исследовательских твердо-топливных реакторов, используемых для получения $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$, предоставляет сегодня хорошие стартовые возможности для реализации альтернативных технологий получения ^{99}Mo . В качестве такой альтернативы предложена технология, основанная на использовании жидко-солевого ядерного реактора малой мощности с циркулирующим топливом [1]. Основу предлагаемого способа производства ^{99}Mo составляет особенность поведения газообразных продуктов деления в расплаве топливных солей. Молибден наряду с некоторыми другими металлами не образует в расплаве на основе фторидов устойчивых соединений. Не менее 50% осколочного молибдена будет находиться в газоаэрозольной фазе над поверхностью соли. Газообразные продукты деления выводятся из реактора обычно путем барботирования гелия через расплав топливной соли. ^{99}Mo предлагается выводить с газовым потоком, затем направлять в систему улавливания, например, сорбцией гексафторида молибдена MoF_6 на гранулированном фтористом натрия NaF [2]. Очищенный инертный газ возвращается в активную зону реактора.

Испытания экспериментального реактора MSRE подтвердили технологическую осуществимость жидко-солевого реактора и возможность успешной работы с различными видами топлива, включая уран, плутоний и торий [3].

Цель настоящей работы состояла в нейтронно- и теплофизическом обосновании использования жидко-солевого реактора для производства ^{99}Mo , выборе оптимального состава топливной соли, конфигурации топливного контура и топливного цикла.

Первоначально рассматривались три конфигурации активной зоны реактора: гомогенная, кольцевая гомогенная и гетерогенная. В таком реакторе нет специальной системы регенерации топлива, тем не менее часть газообразных продуктов деления высвобождается из топливной соли автоматически. В расчетах предполагался 100%-ный вывод газообразных продуктов деления и благородных металлов. Оставшиеся в топливе продукты деления в процессе выгорания топлива выходят на равновесие. Подпитка свежим топливом предусматривается в виде тетрафторида урана, обогащенного до 20% ^{235}U . Расчет выгорания топлива свидетельствует о



Р и с. 1. Жидкосолевой реактор для производства ^{99}Mo : 1, 2 — корпус и кожух реактора соответственно; 3 — графитовые блоки; 4 — теплообменник топливной соли; 5 — активная зона реактора; 6 — опускной канал; 7 — бак-барботер; 8 — тяговый участок (подъемная труба); 9 — газообразные продукты деления; 10 — сепаратор; 11 — теплообменник второго контура; 12 — запорный клапан; 13 — сливная труба; 14 — сливной бак; 15 — СУЗ; 16 — технологические каналы

том, что гетерогенная конструкция активной зоны имеет минимальную первоначальную загрузку и наилучшее использование топлива в течение кампании [4]. Кроме того, гетерогенная активная зона является единственной конфигурацией, экспериментально подтвержденной в MSRE [5].

Нейтронно-физические расчеты стартовой загрузки реактора выполняли по программе MCU-REA [6]. Для расчетов стартовой загрузки и выгорания топлива использовалась программа SCALE6/TRITON, дополненная специальным блоком, который позволяет моделировать характерные особенности жидкосолевого реактора — подпитку топливной соли и непрерывное выведение продуктов деления [7]. В процессе оптимизации конструкции реактора варьировали шаг графитовой решетки, радиус топливного канала, толщину торцевых и боковых отражателей, химический состав топливной соли, мольную долю тяжелых элементов в соли и обогащение ^{235}U .

По оптимизационным расчетным исследованиям была сформирована схема реактора и определены его основные характеристики (рис. 1).

Жидкосолевой реактор для производства ^{99}Mo — установка гетерогенного типа тепловой мощностью 1 МВт с естественной циркуляцией топливной соли. Реактор представляет собой параллелепипед, набранный из графитовых блоков квадратного сечения со стороной 25 см 3. Размер реактора в плане 275×275 см, высота 220 см. В центральной части размещается активная зона 5 из 21 топливного канала высотой 100, радиусом 4 см, окруженная боковыми и торцевыми отражателями из графита. Высота торцевых отражателей 60 см, толщина бокового отражателя 75 см.

Топливная соль в активной зоне проходит снизу вверх. В качестве топливной соли предполагается использовать соль $(66\text{LiF} + 34\text{BeF}_2) + x\text{UF}_4$, где x — мольная доля урана 20%-ного обогащения, изменяющаяся при выгорании. Температура плавления топливной соли 731 К.

В графитовых блоках нижней и верхней части активной зоны имеются горизонтальные каналы для подвода и отвода топливной соли. В верхней части корпуса реактора в надреакторном пространстве расположен расширительный бак-барботер 7, в котором через топливную соль прокачивается гелий. Из бака-расширителя по двум опускным трубам 6 топливная соль проходит через теплообменники 4 и далее по горизонтальным каналам в графитовых блоках бокового отражателя поступает на вход в активную зону реактора. Во втором контуре циркулирует расплав соли молярного состава $92\text{NaBF}_4 + 8\text{NaF}$ с температурой плавления 658 К.

Основные расчетные характеристики реактора:

Топливо-графитовое отношение, % . . .	12,8
Удельное энерговыделение в топливной соли, МВт/м ³ . . .	6,716
Температура теплоносителя, К:	
на входе в активную зону . . .	820
на выходе . . .	920
Стартовая мольная доля урана в топливной соли, % . . .	1,12
Стартовая масса урана в реакторе, кг . . .	39,69

Стартовая масса урана в активной зоне (100 см), кг . . .	25,82
Объем топливной соли в активной зоне, м ³ . . .	0,1489
Объем топливной соли в реакторе, м ³ . . .	0,1971
Коэффициенты реактивности реактора, 10 ⁻⁵ 1/k:	
температурный и плотностной по топливной соли . . .	-8,3
температурный по графиту активной зоны . . .	-7,2
температурный по графиту реактора . . .	-6,4

Графитовая кладка и теплообменники первого контура монтируются в едином корпусе 1, и поскольку топливная соль циркулирует только внутри корпуса реактора, то исключается выход радиоактивного теплоносителя за его пределы. На крышке реактора установлены приводы четырех стержней управления (СУЗ) 15 и специальные каналы для загрузки свежего топлива. Стержни СУЗ выполнены из Gd₂O₃(70%)—Al₂O₃(30%).

Каналы стержней СУЗ выполнены из никель-молибденового сплава ХН80МТЮ и располагаются в углах графитовых блоков активной зоны. Из такого же сплава изготовлены опускные трубы 6, теплообменник 4, труба тягового участка 8, корпус реактора 1 и сливной трубопровод 13. Максимальная температура сплава ХН80МТЮ в топливной соли выбранного состава в диапазоне изменения уранового отношения [U(IV)/U(III)] от 30 до 90 не должна превышать 1030 К [3].

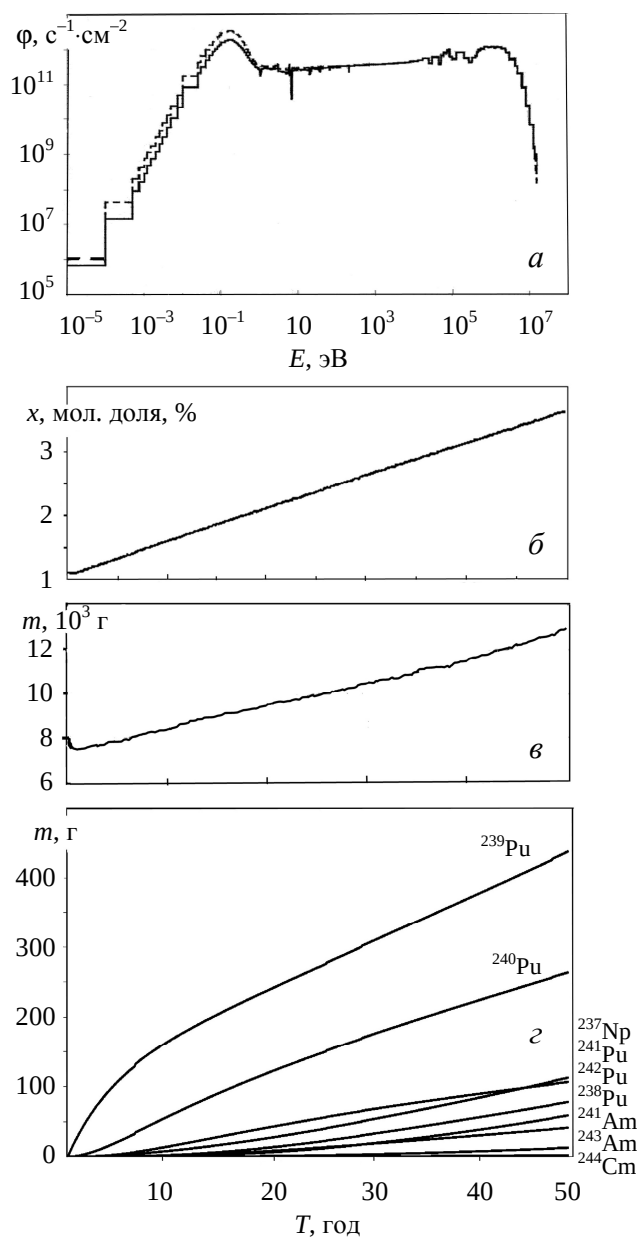
Гелий вместе с газообразными продуктами деления выводится за пределы корпуса реактора в сепаратор 10, проходит через специальные фильтры, отделяется от продуктов деления и возвращается в реактор.

Плановое и аварийное дренирование топливной соли осуществляется под действием силы тяжести в сливные баки через трубопровод 13, связывающий активную зону со сливным баком 14 и имеющий «замерзающий» клапан 12.

Корпус реактора находится внутри стального кожуха (показан пунктирной линией). Корпус реактора, трубопроводы с циркулирующей солью и сливные баки нагреваются для поддержания температуры соли выше температуры плавления. Между кожухом и корпусом реактора расположен защитный экран, который заполнен стальными шариками, охлаждаемыми естественной циркуляцией воздуха.

Тепловой спектр нейтронов в активной зоне реактора содержит провалы в диапазоне энергии нейтронов 0,02—1 МэВ, соответствующие ре-

зонансным пикам сечения рассеяния ¹⁹F — основного изотопа в составе топливной соли (рис. 2, а). Расчеты показывают, что спектр нейтронов в активной зоне с течением времени немного смещается в область более высокой энергии, что отражает изменение по кампании состава топливной соли и существенный рост мольной доли тяжелых металлов (рис. 2, б). Необходимая для старта реактора масса ²³⁵U составляет 7,86 кг (рис. 2, в, см. таблицу). Следует отметить, что расчеты стартовой загрузки, выполненные по двум программам, дали хорошее



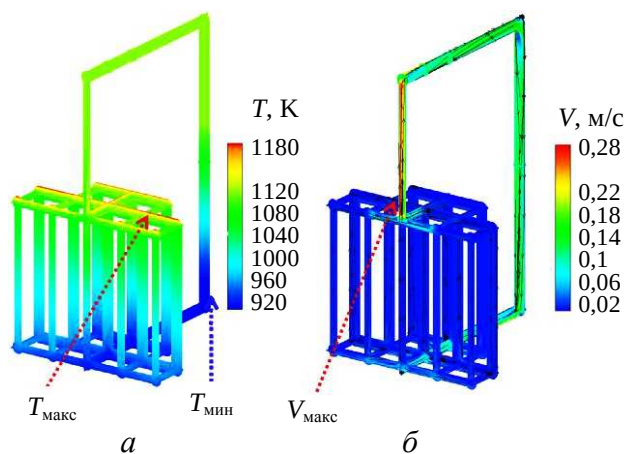
Р и с. 2. Изменение нейтронно-физических характеристик реактора по кампании: а — спектр и поток нейтронов на начало кампании и через 50 лет; б — изменение мольной доли тяжелых металлов в топливной соли; в — масса ²³⁵U; з — масса тяжелых металлов в топливной соли

Загрузка и подпитка жидкосолевого реактора для производства ^{99}Mo , кг

Масса	Стартовая загрузка	Подпитка за 50 лет	Суммарно за 50 лет	Топливо в реакторе после 50 лет работы	Потребление
^{235}U	7,86	21,67	29,53	12,47	-17,06
$^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$	39,69	108,38	148,07	130,67	-17,40
Тяжелые металлы (U + актиноиды)	39,69	108,38	148,07	134,58	-13,49
Актиноиды	—	—	—	3,91	+3,91

согласие — отличие в определении $k_{\text{эф}}$ реактора не превышало 0,5%. Для компенсации отрицательной реактивности, вносимой накоплением растворимых продуктов деления и ростом мольной доли высших актиноидов, количество топлива, загружаемого в реактор во время кампании, должно быть больше сжигаемого в реакторе (рис. 2, з). Соответственно мольная доля тяжелых металлов в соли линейно возрастает, увеличиваясь за 50 лет работы с 1,12 до 3,6%, что существенно ниже растворимости UF_4 в выбранном расплаве. Особенностью реактора является отрицательный коэффициент реактивности по температуре, плотности топливной соли и температуре графита.

Теплогидравлический расчет реактора с естественной циркуляцией был проведен с помощью программного комплекса TRITON—FLUENT, моделирующего 1/4 активной зоны с симметричными граничными условиями [8]. Изначально предполагалось постоянное распределение энерговыделения по активной зоне реактора. В последующих итерациях трехмерное распределение температуры закладывали в нейтронно-физический расчет для получения трехмерного распределения мощности (рис. 3). Подогрев топливной соли в активной зоне со-



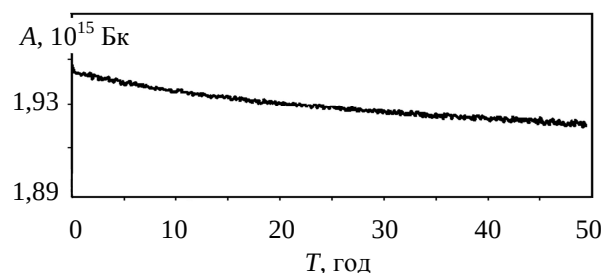
Р и с. 3. Изменение температуры (а) и скорости (б) по высоте и радиусу активной зоны

ставляет 100 К. При этом в верхней части активной зоны в горизонтальных отделах трубопровода есть локальные области с максимальной температурой на 100 градусов выше — до 1020 К. Скорость теплоносителя изменяется в пределах 0,02—0,28 м/с.

Рассматриваемая конфигурация реактора удовлетворяет двум наиболее важным требованиям теплогидравлики: отсутствуют рециркуляционные и застойные области и максимальная температура графитовых отражателей низкая, что позволяет их использовать в течение длительного периода времени.

Максимальная производительность по ^{99}Mo определяется в основном мощностью реактора. ^{99}Mo — осколок деления с кумулятивным выходом ~6,1% на одно деление ^{235}U . Нарботка и распад этого нуклида выходят на равновесие за 15 сут работы реактора, при этом активность достигает 98% максимальной ($1,922 \cdot 10^{15}$ Бк) (рис. 4). Реактор мощностью 1 МВт может обеспечить $\sim 1,85 \cdot 10^{14}$ Бк ^{99}Mo в неделю в нормировке на 6-й день со времени производства. Реальная производительность реактора будет зависеть от развития и экспериментального обоснования технологии улавливания ^{99}Mo с помощью фильтров.

В заключение отметим, что предлагаемый исследовательский жидкосолевой реактор с естественной циркуляцией тепловой мощностью 1 МВт, помимо производства медицинских изотопов, может быть использован для электро- и теплоснабжения.



Р и с. 4. Нарботка ^{99}Mo на 30-е сут по кампании

Настоящая работа выполнена в рамках российско-тайваньского проекта РФФИ № 11-08-92004-ННС_а. Авторы выражают признательность Д.Ю. Чувилину за постановку задачи и обсуждение результатов, а также Ши Р., Чанг С., Чао С., Лиу Й.-В. за участие в проведении расчетов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Чувилин Д.Ю., Загрядский В.А. Новый способ получения ^{99}Mo в жидкосолевым фторидном топливе. — Атомная энергия, 2009, т. 107, вып. 3, с. 146—154.
2. Артюхов А.А., Кравец Я.М., Чувилин Д.Ю. и др. Перенос по металлическим коммуникациям и сорбционное извлечение MoF_6 из газового потока. — Инж.-физ. журн., 2010, т. 83, № 2, с. 222—228.
3. Serp J., Benes O., Delpech S. e.a. The molten salt reactor in generation IV: overview and perspectives. — Progress in Nucl. Energy, 2014, v. 77, p. 308—319.
4. Игнатъев В.В., Фейнберг О.С., Загнитько А.В. и др. Жидкосолевыми реакторы: новые возможности, проблемы и решения. — Атомная энергия, 2012, т. 112, вып. 3, с. 157—165.
5. Sheu R., Chao C., Feynberg O., Liu Y.-W. A fuel depletion analysis of the MSRE and three conceptual small molten—salt reactors for Mo-99 production. — Ann. Nucl. Energy, 2014, v. 71, p. 111—117.
6. Gomin E.A., Maiorov L.V. The MCU-RFFI Monte Carlo code for reactor design applications. — In: Proc. Intern. Conf. on Mathematics and Computation, Reactor Physics, and Environmental Analyses. USA, April 30—May 4 1995, v. 2, p. 1136—1141.
7. SCALE: a Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design. ORNL/TM-2005/39, Ver. 6.1, 2005.
8. Sheu R., Chang C., Chao C., Liu Y.-W. Depletion analysis on long-term operation of the conceptual molten salt actinide recycler & transmuter (MOSART) by using a special sequence based on SCALE6/TRITON. — Ann. Nucl. Energy, 2013, v. 53, p. 1—8.

Поступила в Редакцию 24.11.16

УДК 621.039.519

МОДЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИКИ ТЕЧЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ВО ВНУТРИРЕАКТОРНОМ НАПОРНОМ ТРАКТЕ ВВЭР-1000

Кративцев В.Г. (МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Москва)

Основные направления оптимизации и усовершенствования ВВЭР связаны с повышением мощности, совершенствованием конструкции внутриреакторных устройств и трактов движения в них теплоносителя. Для решения этих задач используются расчетные, реакторные и до-реакторные исследования. Важное место в до-реакторных экспериментах занимают модельные исследования гидродинамических характеристик потока теплоносителя во внутриреакторных трактах ВВЭР-1000, обеспечивающих эффективный подвод теплоносителя к активной зоне и улучшение условий охлаждения ТВЭЛов [1, 2]. Возникающая в напорном тракте неравномерность способствует развитию поперечных токов теплоносителя, что создает вибрационную нагрузку на внутриреакторные устройства. Возникающие вынужденные вибрации будут способствовать износу элементов конструкции активной зоны.

Данные о проводившихся в этих направлениях исследованиях малочисленны, и по существу не представляется возможным на их основе проанализировать рассматриваемое слож-

ное пространственное течение. Это требует специальных экспериментальных исследований гидродинамики потока теплоносителя во внутриреакторных трактах его движения. Результаты таких модельных исследований приведены в настоящей статье.

Анализ течения в напорном тракте. Теплоноситель на участке от входа в реактор в зоне подводящих патрубков до входа в активную зону проходит кольцевой зазор между корпусом и внутрикорпусной шахтой, затем конфузорный зазор между днищем корпуса и перфорированным днищем шахты [3]. Течение в объеме рассматриваемого тракта может быть представлено четырьмя областями:

истечение струй из циркуляционных петель через подводящие патрубки и их взаимодействие с корпусом шахты;

формирование нисходящего кольцевого течения;

течение в кольцевом канале с диффузорным участком, ступенчатым изменением сечения;

течение с оттоком теплоносителя в эллиптической части тракта.