СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ
COLLECTION OF ABSTRACTS

ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

VI Международная научно-техническая конференция

14–17 ноября 2023 г. | Москва, Россия

INNOVATIVE DESIGNS AND TECHNOLOGIES OF NUCLEAR POWER

VI International Scientific and Technical Conference

November 14–17, 2023 | Moscow, Russia

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ
COLLECTION OF ABSTRACTS

ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

VI Международная научно-техническая конференция

14–17 ноября 2023 г. | Москва, Россия

INNOVATIVE DESIGNS AND TECHNOLOGIES OF NUCLEAR POWER

VI International Scientific and Technical Conference

November 14–17, 2023 | Moscow, Russia

Joint Stock Company N.A. Dollezhal Research
and Development Institute of Power Engineering

INNOVATIVE DESIGNS AND TECHNOLOGIES OF NUCLEAR POWER

VI International Scientific and Technical Conference

November 14–17, 2023 | Moscow, Russia

COLLECTION OF ABSTRACTS

Moscow
NIKIET JSC Publ.
2023

Акционерное общество
«Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский
институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля»

ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

VI Международная научно-техническая конференция

14–17 ноября 2023 г. | Москва, Россия

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ

Москва
Издательство АО «НИКИЭТ»
2023

УДК 621.039
И66

Организаторы конференции:
АО «НИКИЭТ»
при поддержке Государственной корпорации «Росатом»,
Международного агентства по атомной энергии
и Ядерного общества России

Conference organizers:
NIKIET JSC
under support of Rosatom State Corporation,
International Atomic Energy Agency (IAEA),
and Nuclear Society of Russia

И66 **Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики**. VI Международная научно-техническая конференция (14–17 ноября 2023 г., Москва): сб. тезисов докладов = Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power. VI International Scientific and Technical Conference (November 14–17, 2023, Moscow): Collection of abstracts. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2023. – 307 с.

ISBN 978-5-98706-142-8

VI Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» организована АО «НИКИЭТ» и проводится при поддержке Государственной корпорации «Росатом», Международного агентства по атомной энергии и Ядерного общества России. Тематика конференции: инновационные проекты ядерных установок различного назначения; ядерное топливо, теплоносители и новые материалы; технологии замкнутого топливного цикла, обращение с ОЯТ и РАО, технологическое решение проблем нераспространения ядерных оружейных материалов; малая энергетика (стационарные, транспортабельные, плавучие, транспортные, космические установки); интегральные расчетные коды нового поколения для анализа безопасности ЯЭУ и топливного цикла; термоядерная технология. В работе конференции приняли участие более 50 организаций России, а также представители МАГАТЭ, Беларуси, Казахстана и Китая.

Для специалистов, занимающихся вопросами ядерной энергетики.

Материалы включены в сборник без редактирования.

УДК 621.039

The VI International Scientific and Technical Conference “Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power” has been organized by NIKIET JSC and is conducted under the auspices of Rosatom State Corporation, the International Atomic Energy Agency, the Russian Academy of Sciences and the Nuclear Society of Russia. The conference topics include: innovative designs of nuclear facilities for various applications, nuclear fuel, coolants and new materials, closed fuel cycle technologies, SNF and RW management, technological answers to nonproliferation problems, small power reactors (stationary, transportable, floatable, propulsion, space), integrated codes of a new generation for safety analysis of nuclear power plants and fuel cycles, fusion technology. Over 50 Russian organizations, as well as representatives of IAEA, Belarus, China and Kazakhstan took part in the conference.

For experts in the field of nuclear power.

Materials are included in the collection without editing.

© АО «НИКИЭТ», 2023
© Издательство АО «НИКИЭТ», 2023
© Авторы тезисов докладов, 2023

ISBN 978-5-98706-142-8

СОДЕРЖАНИЕ

Пленарная сессия **27**

Современное состояние проекта РУ БРЕСТ-ОД-300 преемственность решений для разработки коммерческих РУ со свинцовым теплоносителем. *Лемехов В.В., Моисеев А.В., Бажанов А.А., Саркулов М.К.* 28

Перспективы развития технологии ВВЭР. *Асмолов В.Г.* 29

Состояние проектирования и НИОКР китайских свинцовых реакторов. *Ицань У, Юньцин БАЙ, консорциум FDS* 30

Положение дел с малыми модульными реакторами в МАГАТЭ. *Артисюк В., Субки Х., Хан Д.* 32

Полувековая история эксплуатации реакторов РБМК. Создание. Модернизации. Современность. *Слободчиков А.В.* 34

ITER и TRT – технологические платформы управляемого термоядерного синтеза. *Красильников А.В.* 35

Исследования в области управляемого термоядерного синтеза в республике Казахстан. *Батырбеков Э.Г., Тажибаева И.Л., Бакланов В.В, Гордиенко Ю.Н., Зарва Д.Б., Коянбаев Е.Т., Кульсартов Т. В., Миниязов А.Ж., Понкратов Ю.В., Чектыбаев Б.Ж.* 36

О текущем состоянии разработок нового типа безаварийного (толерантного) ядерного топлива. *Карпюк Л.А., Новиков В.В., Кузнецов В.И., Орлов В.К., Скупов М.В., Кулаков Г.В., Глебов А.В.* 38

Преимущества двухкомпонентной ядерной энергетики по критерию обеспечения радиологической защиты. *Иванов В.К., Адамов Е.О., Лопаткин А.В.* 39

Научно-технические аспекты создания инновационной РУ РИТМ-200Н для АСММ. *Петрунин В.В., Фатеев С.А., Шешина Н.В.* 41

МБИР – исследовательский реактор для обоснования инновационных проектов. *Третьяков И.Т., Клинов Д.А.* 43

Инженерно-физический облик реакторной установки с исследовательским жидко-солевым реактором. *Горячих А.В., Зайко И.В., Клименко Д.С., Ларионов И.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А., Романова Н.В., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В.* 43

Секция 1. Инновационные проекты ядерных установок различного назначения (энергетические, исследовательские, жидкосолевые и т. д.) **45**

Выполнение работ по управлению ресурсными характеристиками графитовых кладок энергоблоков *Ленинградской АЭС. Караваев И.М., Лаврёнов В.С., Соколовский А.А., Мочёнов Д.М.* 46

Оценка предельной массы удаленного графита при поэтапном проведении работ по управлению ресурсными характеристиками РБМК-1000. *Плеханов Р.В., Дружинин В.Е., Прохоров И.А., Лысов Д.А., Немиров А.С.* 47

Результаты апробации модели для вычисления картограмм прогибов топливных и специальных каналов в составе активной зоны реактора РБМК-1000. *Симанович В.А., Юрин А.Н.* 48

Разработка и внедрение СОАИ для энергоблоков с реакторами РБМК. *Василевский В.П., Новиков А.В., Посашков Д.А.* 50

Моделирование тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием на РБМК. *Бабайцев В.Н., Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А.* 51

Контроль тепловых перемещений трубопроводов при помощи системы компьютерного зрения. *Матвеев Е.Л., Матвеев А.Л., Черкасова М.С., Мишенин А.Ю.* 52

Обоснование выбора топлива РБМК-1000 с пониженным содержанием эрбия. *Алимов Ю.В., Кузнецов П.Б., Рождественский И.М., Слободчиков А.В., Давыдов В.К., Жирнов А.П., Лебедев С.С., Рождественский М.И.* 54

Разработка технологических решений по выводу из эксплуатации оборудования и систем отдельных помещений энергоблоков № 1 и 2 Ленинградской АЭС. *Бирюков А.Н., Жмакин А.В., Андреева Л.А., Ермошин Ф.Е., Якунин Д.М., Бакулин Д.В., Морозов Ф.Т., Сидоров Н.М., Петухов П.В.* 56

Верификация программных средств систем контроля течи на основе расчетных и экспериментальных данных. *Матвеев Е.Л., Матвеев А.Л., Тутукин А.В., Черкасова М.С., Мишенин А.Ю.* 58

АЭС с РБМК: акценты на будущее. *Антонов М.И., Калютик А.А., Карякин Ю.Е., Модестов В.С., Аржаев А.А., Аржаев А.И., Маханев В.О., Сиваков С.П.* 60

Дистанционно управляемые системы для обращения с некондиционными отработавшими тепловыделяющими сборками. *Сурский П.В.* 61

Инновационный комплекс программ расчетов нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000 групповым методом Монте-Карло на графических процессорах. *Иванов И.Е. Бычков С.А., Грушин Н.А., Варфоломеева В.А., Дружинин В.Е.* 61

Наработка изотопов медицинского назначения в активной зоне действующих реакторов РБМК. *Бирюков А.Н., Коневец М.В., Соболева А.В.* 62

Обращение с некондиционным отработавшим ядерным топливом на энергоблоках с реакторами РБМК. *Козлов А.В., Бирюков А.Н., Подосинников А.А., Карташова Л.А., Запорожец М.В.* 64

Быстрые реакторы с теплоносителями свинец-висмут и свинец. *Троянов В.М., Тошинский Г.И., Гулевич А.В., Петроченко В.В., Кондауров А.В., Комлев О.Г.* 66

Экспериментальные исследования характеристик реактора ИВГ.1М после конверсии. *Прозорова И.В., Сабитова Р.Р., Гныря В.С., Азимханов А.С., Иркимбеков Р.А., Попов Ю.А., Нуржанов Е.Б., Медетбеков Б.С.* 67

Учет особенностей исследовательских реакторов с топливом в виде расплавов солей ядерных материалов при разработке требований безопасности. *Курындин А.В., Киркин А.М., Синегрибов С.В., Бучихин М.А., Савёлов С.А.* 68

Варианты развития реакторной экспериментальной базы АО «ИРМ» после 2035–2040 годов. *Третьяков И.Т., Романова Н.В., Калашников Н.С., Васюхно Д.В., Епанчинцева Д.С., Соколов С.А., Пулинец А.А., Селезнев Е.Н., Русских И.М., Роговский А.М., Зырьянова А.А.* 69

Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование конструкции пробоотборника РУ БРЕСТ-ОД-300. *Ярмоленко О.А., Моркин М.С., Лемехов В.В., Дерябин А.Ю., Лавренов Р.Н., Михайлов А.В., Колмогорцев А.В.* 71

Разработка высокоинтенсивных постоянных источников нейтронов (HINEG). *Шао ЛЮ, консорциум FDS* 72

Инновационные решения в системах сепарации и перегрева пара ядерных энергетических установок. *Егоров М.Ю., Блинников А.А., Донец А.С., Гончарова Н.М., Галкин Н.Д., Чекаленко М.Е.* 73

Концепция нового высокопоточного импульсного источника нейтронов периодического действия на основе нитрида нептуния. *Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Романова Н.В., Горячих А.В., Кокорин Н.Д., Аксёнов В.Л., Куликов С.А., Рзянин М.В., Швецов В.Н., Шабалин Е.П.* 74

Особенности нейтронно-физических характеристик исследовательского жидкосолевого реактора. *Зайко И.В., Клименко Д.С., Лопаткин А.В.* 75

Модернизация активной зоны реактора пик для улучшения потребительских характеристик реакторной установки. *Третьяков И.Т., Лопаткин А.В., Романова Н.В., Пулинец А.А., Афремов Д.А., Докелин П.С., Ларионов И.А., Кравцова О.А., Мороко В.И., Ткачёв Д.В.* 76

Особенности формирования нейтронных спектров во внутренней полости и внешнем отражателе быстрого реактора, охлаждаемого свинцовым теплоносителем для замедления кинетики и накопления целевых нуклидов. *Куликов Г.Г., Шмелёв А.Н., Апсэ В.А., Куликов Е.Г.* 78

Экспериментальное исследование гидродинамических и гидростатических подшипников ГЦН применительно к исследовательским и реакторным контурам со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. *Бокова Т.А., Маров А.Р, Волков Н.С., Мелузов А.Г., Зырянова Т.К.* 79

О предельной мощности быстрого реактора со свинцовым теплоносителем. *Окунев В.С.* 81

Исследование нейтронно-физических характеристик ядерного реактора на быстрых нейтронах, охлаждаемого углекислым газом. *Семишин В.В., Кавун О.Ю.* 83

Комплекс экспериментальных работ в поддержку обоснования безопасности энергоблоков РБМК на завершающем этапе эксплуатации. *Бирюков А.Н., Корецкий С.А., Наумкин А.С., Паршутин Е.В., Подосинников А.А., Рахманов А.П., Решетин В.Л., Седнев А.И., Тимофеев С.В., Усов С.М.* 84

Наводороживание циркониевых частей каналов СУЗ реакторов РБМК-1000. *Бакулин Д.В., Балдин В.Д., Бирюков А.Н., Шутько К.И., Аверин С.А.* 85

Управление ресурсными характеристиками графитовой кладки реакторов РБМК-1000. Опыт и развитие. *Ильин И.А., Бирюков А.Н., Михальченко А.П., Решетин В.Л.* 85

Верификация программного комплекса MCU-NR. *Алимов Ю.В., Рождественский И.М., Лебедев С.С., Юферева В.А., Шульга А.М., Ромадинов А.М., Жирнов А.П.* 87

Влияние технологии MSIP на скорость роста дефектов, развивающихся по механизму МКРПН в трубопроводах ДУ300 на энергоблоках с РУ РБМК-1000. *Юрин А.Н., Чалый А.А., Егранов М.П.* 89

Разработка программно-математического обеспечения для использования в составе автоматизированной системы виброконтроля и диагностики. *Матвеев Е.Л., Черкасова М.С., Матвеев А.Л., Лесных А.В., Рябинина В.Н.* 90

Демпфирование разрабатываемого ВТУК при динамических воздействиях высокой интенсивности. *Виленский О.Ю., Душев С.А., Лапшин Д.А., Татарский А.М.* 91

Оценка последствий падения верхнего блока на реактор. *Горюнов О.В., Вернер А.А., Мозжухин А.С.* 93

Анализ прочности ГЦТ АЭС с ВВЭР с учетом неопределенностей параметров. *Аванов А.В., Воробьев Ю.Б., Никитченко И.А.* 95

Возможная роль ядерной энергетики в безуглеродном мире. *Каплиенко А.В., Габараев Б.А., Черепнин Ю.С.* 97

Отладка и ресурсные испытания полномасштабного макета пробоотборника РУ БРЕСТ-ОД-300. *Гордиенко А.С., Моркин М.С., Евстафьев А.М., Хижняк А.Г., Михайлов А.В., Шутов Б.С.* 98

Распределение эффективной дозы ионизирующего излучения в центральном зале реактора ИГР после проведения пусков. *Мухамедиев А.К., Вурим А.Д., Прозорова И.В., Прозоров А.А.* 100

Основные результаты применения реактора ИГР для исследований в области безопасности. *Витюк В.А., Вурим А.Д., Витюк Г.А., Иркимбеков Р.А.* 101

Система автоматической защиты обратного парогенератора РУ МБИР. *Третьяков И.Т. Романова Н.В. Юхнов Б.М. Маслов Н.В.* 103

Реализация проекта «Создание исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР)» на площадке ФГУП «ГХК». *Павленко А.П.* 104

От новых локальных задач оптимизации к усовершенствованным ядерным технологиям. *Окунев В.С.* 106

Особенности нейтронно-физических характеристик активной зоны с ТВС ПИК-2. *Мороко В.И., Захаров А.С., Фридман С.Р.* 108

Свинцовый реактор с жестким нейтронным спектром. *Самохин Д.С., Хорасанов Г.Л.* 109

Оптоволоконные технологии для быстрых реакторов нового поколения. *Федоров А.Н., Степанов М.А., Шевцов И.А., Тимофеев С.В.* 110

Инженерная философия интеллектуальной технологии оценки качества при проектировании РУ. *Дворина Г.М., Дударева Г.А., Федоров О.Ю.* 112

Секция 2. Ядерное топливо, теплоносители и новые материалы (в том числе, применение аддитивных технологий) **115**

Экспериментальные исследования уран-гидридциркониевых критических сборок с 21%, 36% и 45% обогащением по урану-235. *Сикорин С.Н., Мандик С.Г., Полозов С.А., Григорович Т.К.* 116

Низкообогащенное ядерное топливо на основе уран-циркониевого карбонитрида: реакторные испытания и подготовка к исследованиям на критических сборках. *Сикорин С.Н., Кузьмин А.В., Мандик С.Г., Полозов С.А., Григорович Т.К., Тухватулин Ш.Т., Бахин А.Н., Ижутов А.Л.* 117

Сварка давлением в реакторостроении. *Европин С.В., Ёлкин В.Н.* 118

Экспериментальное определение предельных энергетических характеристик СНУП-топлива. *Лемехов В.В., Черепнин Ю.С., Моисеев А.В., Пулинец А.А., Жирнов А.П., Иванюта А.Н., Рождественский И.М., Бурков И.В., Межина Е.Р.*.....119

Комплексная диагностика технического состояния подвижного отражателя исследовательского реактора ИБР-2. *Сизарев В.Д., Тимофеев С.В., Соколова А.Г., Балицкий Ф.Я.* 120

Влияние локальных эрозионно-коррозионных утонений на прочность трубопроводов ВВЭР. *Гусаров А.Е., Сергеева Л.В.* 121

Перспективы использования смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, обогащенного по изотопу азот-15, в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. *Тарасов В.Р., Лизунов А.В., Семенов А.А., Аникин А.С., Моисеев А.В., Жирнов А.П., Солдатов Е.О.* 123

ТВС с высокоплотным топливом для исследовательского реактора LVR-15. *Черепнин Ю.С., Пулинец А.А, Кравцова О.А., Симониди А.Р., Чижова Е.С., Ларионов И.А., Логвенчев С.И.* 125

Задание характеристик дефектности материала для вероятностного анализа разрушения элементов конструкций ЯЭУ. *Лоскутов О.Д., Тутнов А.А., Алексеев П.В., Алексеев А.Т.*.....126

Влияние атмосферного воздуха на поверхностное натяжение расплавов олово – литий. *Алчагиров Б.Б., Канаметова О.Х., Дышекова Ф.Ф., Хибиев А.Х.* 127

Поверхностное натяжение эвтектического сплава PbBi в вакууме, газообразном азоте и атмосферном воздухе. *Алчагиров Б.Б., Канаметова О.Х., Дышекова Ф.Ф., Хибиев А.Х.* 129

Смачиваемость реакторной стали 12Х18Н10Т околоэвтектическими расплавами лития на основе олова. *Алчагиров Б.Б., Канаметова О.Х., Дышекова Ф.Ф.* 131

Методические аспекты определения показателей коррозии стали ЭП-823Ш в потоке свинца, содержащем кислород в нормируемом диапазоне РУ БРЕСТ-ОД-300. *Голосов О.А., Осинцева А.А., Хвостов С.С., Исинбаев А.Р., Шабельников Е.А.* 132

Инновационный способ дозирования цинка в теплоноситель водоохлаждаемых атомных реакторов. *Европин С.В., Юрманов В.А., Григорович С.М., Гудков Н.Д., Шутько К.И., Юрманов Е.В.* 134

Химический контроль тяжеловодных теплоносителей реактора ПИК. *Воронина Т.В.* 136

Распухание стали класса Х16Н19 при скорости набора дозы от 1×10^{-8} до $1{,}6\times10^{-6}$ сна/с. *Кинёв Е.А.* 137

Расчетный анализ экспериментов по определению предельной среднерадиальной энтальпии снуп-топлива в реакторе ИГР. *Жирнов А.П., Белкин А.В., Бурков И.В., Иванюта А.Н., Кузнецов П.Б., Рождественский И.М.* 138

Возможности проведения на исследовательском реакторе ИР-8 топливных экспериментов в поддержку проекта ВВЭР-СКД. *Арефинкина С.Е., Ерак Д.Ю., Ефремов П.К., Михин О.В., Мурашов В.Н., Яковлев В.В.* 140

Оценка энергетических параметров плазменно-электромагнитных методов восстановления металлических соединений из фторидов. *Вовкивский Е.Г., Чирков А.Ю.* 141

Аддитивное производство изделий из высокоэффективной керамики. *Сгонов Н.М.* 142

Условия создания новых производств ядерного легирования кремния и радиационного окрашивания минералов на базе ИЯР ИВВ-2М. *Дьяков А.А., Ланских В.Н., Суров С.В.* 143

Оборудование для фабрикации ядерного топлива в условиях безлюдного производства с обслуживанием роботизированными комплексами – гранулятор и 3D-смеситель высокотоксичных порошков в инертной атмосфере. *Зубков В.Г., Сергеев Н.Г., Лобов А.А., Ряпосов А.В., Матусов Е.С., Шкурин П.А* 145

Оборудование для фабрикации ядерного топлива в условиях безлюдного производства с обслуживанием роботизированными комплексами – установки карботермического синтеза нитридов и спекания таблеток. *Морозова Е.А., Сергеев Н.Г., Ряпосов А.В., Шкурин П.А.* 147

Новые материалы для ядерного топлива. Егоров М.Ю., Григорьев С.Д. 149

Обеспечение желательного термического цикла при сварке толстостенных обечаек. *Коновалов А.В.* 150

Обоснование возможности ядерного легирования слитков кремния большого диаметра на реакторе ИВВ-2М. *Дьяков А.А., Козлов А.В., Ланских В.Н.* 152

Секция 3. Технологии замкнутого топливного цикла, обращение с ОЯТ и РАО, технологическое решение проблем нераспространения ядерных оружейных материалов **155**

Гомогенная и гетерогенная трансмутация ^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем. *Головин Н.П., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Мороко В.И., Попов В.Е.* 156

Безопасность захоронения рао как определяющий фактор выбора схемы переработки ОЯТ. *Самойлов А.А., Александрова Т.А., Бутов Р.А., Муленкова Е.В.* 157

Проблемы обращения с радиоактивными отходами в республике Казахстан. Как повысить общественную приемлемость. *Тажибаева И.Л., Клепиков А.Х., Романенко О.Г., Блынский А.П.* 158

Трансмутация америция в реакторе СВБР-100. *Гулевич А.В., Елисеев В.А., Комлев О.Г., Тормышев И.В., Тошинский Г.И.* 160

Реализация технологий ЗЯТЦ на примере площадки ОДЭК. *Федоров М.С., Зозуля Д.В., Лачканов Е.В., Дубров И.А., Хорошко А.А., Жиганов А.Н.* 161

О выжигании америция в реакторе типа БН-1200М. *Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Зарапина Э.М., Троянов В.М.* 163

Концептуальная схема обращения с ОЯТ высокого обогащения на примере исследовательского импульсного графитового реактора. *Бакланова Ю.Ю., Букина О.С., Коянбаев Е.Т., Бакланов В.В., Коровиков А.Г. Витюк В.А.* 164

Испытание стендов по выбору методов извлечения и кондиционирования сорбентов из подвалов АЭС «Фукусима». *Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т., Осташкина Е.Е.* 166

Опыт ФГУП «РАДОН» по переработке и кондиционированию ионообменных смол. *Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т.* 168

Перспективные методы дезактивации с применением ультразвука. *Лебедев Н.М., Грот А.Н., Кукушкина А.А., Васильев А.П., Акатов А.А.* 170

Разработки СПбГТИ(ТУ) в области дезактивации металлов при выводе из эксплуатации ЯРОО. *Акатов А.А., Коряковский Ю.С., Грот А.Н., Залесова И.А.* 171

Лазерный комплекс для онлайн-мониторинга йода-129 и диоксида азота в газовой фазе технологических процессов переработки отработавшего ядерного топлива. *Киреев С.В., Суганеев С.В., Шнырёв С.Л.* 173

Разработка инженерно-физического облика жидкосолевого реактора-сжигателя минорных актинидов ОЯТ ВВЭР. *Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Романова Н.В., Ларионов И.А., Туктаров М.А., Зайко И.В., Клименко Д.С., Коробкова П.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А., Колмогорцев А.В.* 175

Построение интроскопов с кодированной апертурой для регистрации изображения источников смешанного нейтронного и гамма-излучения. *Прокуронов М.В., Севастьянов В.Д., Фомин О.И., Шибаев Р.М., Янушевич А.В.* 176

Выжигание америция-241 в реакторе с жестким спектром нейтронов. *Самохин Д.С., Хорасанов Г.Л.* 178

Концепция производства трития в свинцовом реакторе с жестким спектром нейтронов. *Самохин Д.С., Хорасанов Г.Л.* 180

Секция 4. Малая энергетика (стационарные, транспортабельные, плавучие, транспортные, космические установки) **183**

Обеспечение нормативной базой пилотного проекта атомной станции малой мощности с реакторной установкой РИТМ-200Н. *Бых Я.О., Щекин Д.В.* 184

Основные схемно-конструктивные решения для РУ РИТМ-200Н наземной АСММ. *Семенов М.А., Калинчев М.В., Кураченков А.В., Щекин Д.В.* 186

Экспериментальное моделирование гидродинамики теплоносителя в выходном участке ТВС реактора типа РИТМ атомной станции малой мощности. *Демкина Т.Д., Дмитриев С.М., Добров А.А., Доронков Д.В, Доронкова Д.С., Пронин А.Н., Рязанов А.В., Солнцев Д.Н.* 188

Анализ факторов, важных для комплексного подхода к экономике проектов АС малой мощности. *Смирнова Л.С., Королев С.А.* 190

К вопросу о нормативном и технологическом обеспечении проектов атомных станций малой мощности. *Антонов М.И., Калютик А.А., Карякин Ю.Е., Модестов В.С., Аржаев А.А., Аржаев А.И., Маханев В.О., Сиваков С.П.* 191

Перспективы развития транспортных ядерных энергетических установок на базе реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем. *Белошицкий К.А., Иванов А.А.* 192

Многоцелевые атомные энергоопреснительные комплексы с модульными ядерными реакторами малой мощности, при создании которых целесообразно использовать опыт судовой ядерной энергетики. *Соколова Е.А., Федорович Е.Д., Садеги Х, Газаи Х., Макухин С.С.* 194

ТЕРМИТ – технология разработки моделирующих систем для объектов малой ядерной энергетики. *Лялюев Д.В., Шаленинов А.А.* 195

Концепция компактного высокотемпературного газоохлаждаемого реактора малой мощности с кольцевой активной зоной из микротвэлов. *Сикорин С.Н., Мандик С.Г., Ахрамович А.П., Колос В.П.* 197

Секция 5. Новые алгоритмы и программы для обоснования проектов и безопасной эксплуатации. Результаты расчетных и экспериментальных обоснований инновационных проектов **199**

Нейтронно-физические коды для расчетов перспективных реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем. *Белов А.А., Березнев В.П., Колташев Д.А., Потапов В.С., Шершов А.В.* 200

Применение методов машинного обучения для распознавания аварий на АЭС. *Матушкин В.Д., Воробьёв Ю.Б.* 201

Адаптация модели турбулентности к теплообмену в пучке стержней. *Сергеенко К.М.* 203

Исследование теплофизических и физико-химических характеристик экспериментального стенда лаборатории KALLA. *Сергеенко К.М., Свирид К.О., Николаев В.С., Афремов Д.А., Тутукин А.В., Сапожников И.С.* 204

Компьютерное моделирование реактора ИГР. *Иркимбеков Р.А., Сураев А.С., Жанболатов О.М., Витюк В.А.* 206

Нейтронно-физический расчет активной зоны реакторной установки ШЕЛЬФ-М. *Калугина К.М., Кривошеин И.Н.* 207

Нестандартные подходы к конечно-элементному моделированию ТВС ЯЭУ. *Чалый А.А., Столотнюк С.В., Сорокин Ф.Д.* 208

Численное исследование влияния физических свойств стенки на течение ртути в односторонне обогреваемых трубах при воздействии поперечного магнитного поля. *Макаров М.В., Яньков Г.Г., Артемов В.И.* 210

Разработка и применение модели воздушного теплообменника реакторной установки МБИР для обоснования безопасности эксплуатации. *Антипин Е.С., Платонов И.В., Ларионов И.А.* 212

Исследование процесса кипения щелочного теплоносителя в тепловыделяющих сборках реакторов на быстрых нейтронах в аварийных режимах. *Сорокин А.П., Денисова Н.А., Кузина Ю.А., Сорокин Г.А.* 213

Информационно-аналитическая система для оптимизации анализа результатов экспериментов в области ядерной энергетики. *Наурызбаев Р.Ж., Сысалетин А.В., Вурим А.Д., Бакланова Ю.Ю., Ермаков В.А., Исламов Р.С., Бакланов В.В.* 215

Диагностика процессов гидроупругого взаимодействия потока свинцового теплоносителя и твердого деформируемого тела. *Сизарев В.Д., Смирнов А.В., Тимофеев С.В.* 217

Расчетная оценка коэффициента активности монооксида железа в жидком свинце. *Осипов А.А.* 218

Моделирование кампании быстрого реактора со свинцовым теплоносителем на весь срок эксплуатации. *Баловнев А.В., Жирнов А.П., Давыдов В.К., Рождественский И.М., Калугина К.М., Моисеев А.В., Солдатов Е.О., Юферева В.А.* 219

Подходы к теплофизическому обоснованию применимости толерантного топлива для АЭС. *Молотова И.А., Молотов И.М., Ягов В.В.* 220

Об одной задаче для циркуляционных трубопроводов реакторной установки ВВЭР-1000. *Пухлий В. А., Коган Е.А., Мирошниченко С.Т., Пухлий К.В.* 222

Развитие метода поверхностных псевдоистоников для решения многогруппового уравнения переноса нейтронов в сложных системах ядерных реакторов. *Султанов Н.В.* 223

Разработка программного средства ДИНК. *Бурков И.В., Жирнов А.П.* 224

Применение методов CFD для гидродинамических расчетов напорного коллектора активной зоны БРЕСТ-ОД-300. *Сапожников И.С., Солонин В.И., Тутукин А.В.* 226

Моделирование температурно-влажностного режима в помещениях расположения трубопроводов первого контура АЭС с РУ ВВЭР при нарушениях режима нормальной эксплуатации. *Матвеев Е.Л., Черкасова М.С., Тутукин А.В.* 227

Смешанная конвекция при подъемном течении жидкого металла в обогреваемой круглой трубе в поперечном магнитном поле. *Листратов Я.И., Лучинкин Н.А., Разуванов Н.Г., Беляев И.А., Свиридов Е.В.* 229

LES-моделирование процесса тепломассопереноса в регулярной ячейке ТВС с жидкометаллическим свинцовым теплоносителем. *Ширяев Д.В.* 230

Гидродинамический эффект реактивности в реакторе ПИК. Г*ольцев А.О., Дегтярев А.М., Иванов А.А., Осипов А.М., Прохоренков С.В.* 232

Прецизионные расчеты экспериментов на стенде БФС-2 для верификации ПК MCU-BR. *Боровская Ж.В., Давыдов В.К., Жирнов А.П., Калугина К.М., Моисеев А.В., Рождественский И.М., Юферева В.А.* 233

Валидация тяжелоаварийного блока интегрального кода ЕВКЛИД/V2 в части выхода и переноса продуктов деления и диссоциации нитридного топлива. *Жданов В.С., Климонов И.А., Кудашов И.Г., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Сычева Т.В., Усов Э.В., Чухно В.И., Киреев Г.А., Кривов М.П.* 234

Программное средство для выбора и обоснования характеристик реакторных установок интегрального типа. *Еремеев Д.В., Мариничев Д.В.* 236

Разработка одномерной трехполевой модели для анализа аварийных процессов с течами водяного теплоносителя в ТЖМТ. *Мицкевич А.В., Попов А.О., Грицай А.С.* 238

Код СНУП-МИФИ и результаты оптимизации нитридного топлива БР. *Коновалов И.И., Гордеев С.С., Глаговский Э.М.* 239

Учет неопределенности входных данных при анализе прочности корпуса реактора ВВЭР. *Никитченко И.А., Воробьев Ю.Б.* 240

Экспериментальное и расчетное исследование низконапорного контура естественной циркуляции. *Кабаньков О.Н., Ягов В.В., Сукомел Л.А., Зубов Н.О.* 242

Экспериментальные исследования трибологических характеристик трущихся поверхностей в системе «вращающийся вал–ТЖМТ–стенка кронштейна». *Бокова Т.А., Боков П.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Баранова Л.В.* 244

Подход к вероятностному обоснованию условия ТПР и исключения разрыва трубопроводов второго контура РУ ВВЭР. *Алексеев А.Т., Алексеев П.В., Лоскутов О.Д., Тутнов А.А.* 246

Расчет функций Грина в методе поверхностных псевдоисточников для решения уравнения переноса нейтронов в кластерных ячейках типа РБМК. *Султанов Н.В.* 247

Анализ изменения pH в приямке защитной оболочки при протекании аварии типа LOCA на АЭС с ВВЭР-1200. *Никифоров Н.С., Гаврилов А.В., Крицкий В.Г., Прохоров Н.А.* 248

Сравнительный анализ теплогидравлики витого и прямотрубного парогенерирующих каналов. *Грабежная В.А., Михеев А.С., Ульянов В.В*. 249

Моделирование транспорта газов в РУ ВВЭР-1000 во время ППР. *Воробьева С.Ю., Воробьев Ю.Б.* 251

Изменение уровня двукомпонентной среды «газ-ТЖМТ» в статических условиях. *Бокова Т.А., Зырянова Т.К.., Маров А.Р., Волков Н.С., Сумин Р.В., Погорелов М.Д.* 253

Разработка и исследование поплавково-дискретного уровнемера тяжелого жидкометаллического теплоносителя. *Сумин Р.В., Бокова Т.А., Мелузов А.Г., Волков Н.С., Маров А.Р., Зырянова Т.К., Погорелов М.Д.* 255

Расчет теплопереноса и флуктуаций температуры на поверхности трубопровода вблизи Т-образного соединения с использованием вихреразрешающих подходов к моделированию турбулентности. *Гарбарук А.В., Грицкевич М.С.* 256

Компьютерное моделирование работы конденсационного устройства. *Тутукин А.В., Морозов А.В., Кудрявцев А.Ю., Щулепов К.В., Баринов А.А, Кальясов П.С., Чистяков О.А. Рязанов А.В.* 258

Термодинамика нестехиометрических соединений в разбавленных растворах жидкий металл – кислород. *Осипов А.А.* 259

К вопросу о свойствах пульсаций температуры в жидких металлах. *Осипов А.А.* 261

Верификация модели кипения насыщенного аммиака на новых экспериментальных данных по теплопередаче при высоких параметрах. *Кудинов А.В., Мариничев Д.В.* 262

Исследование температурного поля реактора ИГР. *Сураев А.С., Витюк В.А., Иркимбеков Р.А., Жанболатов О.М.* 264

Разработка и внедрение технического решения по цифровому сопровождению строительства с использованием методов фотограмметрии. *Кирияк Н.Ю.* 265

Систематизация экспериментальных данных по обоснованию пассивных систем безопасности водо-водяных реакторов с помощью информационно-аналитической системы. *Вурим А.Д., Бакланова Ю.Ю., Акаев А.С., Мухамедова Н. М., Сысалетин А.В., Исламов Р.С.* 267

Экспериментальное исследование гидравлических потерь при течении тяжелого жидкометаллического теплоносителя в трубах круглого сечения. *Погорелов М.Д., Бокова Т.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Сумин Р.В.* 269

Численное моделирование продольного обтекания пучка цилиндров с локальными завихрителями (OECD/NEA MATiS-H тест). *Гарбарук А.В., Матюшенко А.А., Стрелец М.Х.* 271

Расчетная оценка технологической наследственности для обоснования безопасности эксплуатации сварных конструкций. *Куркин А.С., Куркин А.Б.* 272

Свободная конвекция в объеме жидкого металла с тепловыделяющим элементом в поперечном магнитном поле. *Беляев И.А., Листратов Я.И., Лучинкин Н.А, Шенягин Е.М., Балабаев Н.Е.* 274

Валидация программы MATADOR для поячейкового теплогидравлического анализа ТВС инновационных проектов реакторных установок. *Залесов А.С., Чуркин А.Н., Баисов А.М.* 275

Программное обеспечение для расчета показателей свариваемости с целью обеспечения безопасной эксплуатации ответственных сварных соединений ядерных энергетических установок. *Куркин А.С., Королев С.А., Розанов Д.С., Кругляк Е.А.* 276

Программное обеспечение и методика расчета для определения концентрации диффузионно-подвижного водорода в сварных соединениях ядерных энергетических установок в процессе их изготовления и эксплуатации. *Розанов Д.С.* 278

Экспериментальное исследование нестационарного температурного поля при смешении потоков теплоносителя в обоснование ресурсных характеристик элементов конструкций ЯЭУ. *Мацин Н.В., Рязапов Р.Р., Соборнов А.Е., Котин А.В* 280

Сравнительный анализ теплогидравлики витого и прямотрубного парогенерирующих каналовю *Грабежная В.А., Михеев А.С., Ульянов В.В.* 282

Анализ выведения радиоактивных аэрозолей из атмосферы защитной оболочки при запроектных авариях с помощью спринклерной системы. *Савекин С.С., Шмельков Ю.Б.* 284

Оценка точности расчета начальной реактивности теплового реактора на МОКС-топливе четырех-групповым методом. *Блинников А.А., Егоров М.Ю.* 285

Секция 6. Термоядерная технология (управляемый термоядерный синтез, термоядерный реактор и т.д.) **287**

Изготовление и испытания поставочных компонентов системы бланкета ИТЭР. *Лешуков А.Ю., Стребков Ю.С., Макаров С.В., Свириденко М.Н., Паршутин Е.В., Поддубный И.И., Хомяков С.Э., Колганов В.Ю., Томилов С.Н., Трифонова Е.В, Соловьев О.В., Могилевский П.Ю., Чебурова А.В., Сафронов В.М., Путрик А.Б.* 288

Развитие конструкции обращенных к плазме компонентов в условиях взаимодействия с жидким литием. *Колесник М.С., Пискарев П.Ю., Мазуль И.В., Рузанов В.В., Рулев Р.В., Огурский А.Ю.* 289

Первый этап перехода к созданию жидкометаллических устройств стационарного токамака. *Жарков М.Ю., Вертков А.В., Курячий А.В.* 290

Тепловые испытания вертикальной мишени дивертора при имитировании качания сепаратрисы. *Рулёв Р.В., Мазуль И.В., Пискарёв П.Ю., Кузнецов В.Е., Колесник М.С., Рузанов В.В., Танчук В.Н.* 292

Обоснование работоспособности панели первой стенки в индуктивном режиме работы ИТЭР. *Томилов С.Н., Свириденко М.Н., Лешуков А. Ю., Стребков Ю.С., Сафронов В.М., Герваш А.А., Окунева Е.В.* 293

Квалификационные испытания сборки гибкой опоры бланкета ИТЭР. *Лебедева М.С., Козлов С.А., Власов Д.А., Поддубный И.И., Свириденко М.Н., Хомяков С.Э., Паршутин Е.В., Апальков А.А., Усов С.М., Тимофеев С.В., Путрик А.Б.* 294

Расчетное обоснование конструкции картриджа гибкой опоры внутреннего бланкета ИТЭР при аварийном режиме работы. *Никулин Б.И., Поддубный И.И., Свириденко М.Н., Данилов И.В., Путрик А.Б.* 296

Квалификация методов нанесения покрытий различного функционального назначения на внутрикамерные компоненты бланкета ИТЭР. *Чебурова А.В., Козлов С.А., Хомяков С.Э., Поддубный И.И., Свириденко М.Н., Беликов А.И., Колесник Л.Л., Шер Е.С., Ульяницкий В.В., Путрик А.Б.* 298

Разработка конструкции и квалификация электроизолирующих накладок бланкета ИТЭР. *Власов Д.А., Поддубный И.И., Хомяков С.Э., Паршутин Е.В., Трифонова Е.В., Чебурова А.В., Козлов С.А., Свириденко М.Н., Соловьев О.В., Ульяницкий В.В., Шер Е.С., Путрик А.Б., Беляев И.А., Беликов А.И.* 300

Обоснование работоспособности электрического соединителя бланкета ИТЭР. *Козлов С.А., Вербицкая К.С., Паршутин Е.В., Толкачев Д.В., Поддубный И.И., Свириденко М.Н., Данилов И.В., Путрик А.Б.* 301

Экспериментальное исследование самостопорящих свойств элементов крепления бланкета ИТЭР. *Поддубный И.И., Козлов С.А., Свириденко М.Н., Данилов И.В., Паршутин Е.В., Тимофеев С.В., Апальков А.А., Усов С.М., Путрик А.Б.* 303

Биметаллическое соединение CuCrZr/316L(N) многослойных обращенных к плазме компонентов и его оптимизация. *Пискарев П.Ю., Герваш А.А., Бобров С.В., Рузанов В.В., Огурский А.Ю., Мазуль И.В.* 305

TABLE OF CONTENTS

Plenary Session **27**

Current status of the BREST-OD-300 project. continuity of solutions for development of commercial lead-cooled reactor facilities. *Lemekhov, V.V.; Moiseyev, A.V.; Bazhanov, A.A.; Sarkulov, M.K.* 28

Prospects of the VVER technology evolution. *Asmolov, V.G.* 29

Design and R&D status of China lead-based reactors. *Yican WU, Yunqing BAI, FDS Consortium* 31

Status of the SMR activities in the IAEA. *Artisiuk, V.; Subki, H.; Hahn, D.* 33

Half a century of RBMK reactor operation history. Creation. Modernization. Present days. *Slobodchikov, A.V.* 34

Research in the field of controlled fusion in the Republic of Kazakhstan. *Batyrbekov, E.G.; Tazhibayeva, I.L.; Baklanov, V.V.; Gordienko, Yu.N.; Zarva, D.B.; Koyanbaev, E.T.; Kulsartov T.V.; Miniayzov, A.Zh.; Ponkratov, Yu.V.; Chektybaev, B.Zh.* 37

On the current state of development of a new type of accident-free (tolerant) nuclear fuel. *Karpyuk, L.A.; Novikov, V.V.; Kuznetsov, V.I.; Orlov, V.K.; Skupov, M.V.; Kulakov, G.V.; Glebov, A.V.* 39

Advantages of a two-component nuclear energy system according to the criterion of radiological protection. *Ivanov, V.K.; Adamov, E.O.; Lopatkin, A.V.* 40

Scientific and technical aspects of the innovative RITM-200N reactor plant for small NPPs. *Petrunin, V.V.; Fateev, S.A.; Sheshina, N.V.* 42

MBIR, a research reactor for justification of innovative designs. *Tretyakov, I.T., Klinov, D.A.* 43

Engineering and physical concept of a reactor facility with a molten salt research reactor. *Goryachikh, A.V.; Zayko, I.V.; Klimenko, D.S.; Larionov, I.A.; Semchenkov, A.A.; Ognerubov, D.A.; Romanova, N.V.; Tretyakov, I.T.; Lopatkin A.V.* 44

Section 1. Innovative designs of nuclear facilities for various applications (power, research, molten salt, etc.) **45**

Graphite stack resource management works at Leningrad NPP. *Karavaev, I.M.; Lavrenov, V.S.; Sokolovskiy, A.A.; Mochyonov, D.M.* 47

Estimation of the maximum mass of removed graphite during staged work to manage the resource characteristics of RBMK-1000. *Plekhanov, R.V.; Druzhinin, V.E.; Prokhorov, I.A.; Lysov, D.A.; Nemirov, A.S.* 48

Results of evaluating the model for calculating deflection maps for fuel and special channels comprising the RBMK-1000 core. *Simanovich, V.A.; Yurin, A.N.* 49

Development and implementation of symptom-based emergency operating procedures for units with RBMK reactors. *Vasilevskiy, V.P.; Novikov, A.V.; Posashkov D.A.* 50

The severe stage of blackout on the RBMK simulation. *Babaitsev, V.N.; Krayushkin, A.V.; Smirnova, A.K.; Tupotilov I.A.* 51

Monitoring of thermal displacement of pipelines using the computer vision system. Matveyev, Ye.L.; Matveyev, A.L.; Cherkasova, M.S.; Mishenin A.Yu. 53

Justification of selecting rbmk-1000 fuel with reduced erbium content. *Alimov, Yu.V.; Kuznetsov, P.B.; Rozhdestvenskiy, I.M.; Slobodchikov, A.V.; Davydov, V.K.; Zhirnov, A.P.; Lebedev, S.S.; Rozhdestvenskiy, M.I.* 55

Development of process solutions for decommissioning of equipment and systems of individual rooms of units 1 and 2. *Biryukov, A.N.; Zhmakin, A.V.; Andreeva, L.A.; Yermoshin, F.E.; Yakunin, D.M.; Bakulin, D.V.; Morozov, F.T.; Sidorov, N.M.; Petukhov, P.V.* 57

Verification of software tools of leak monitoring systems based on computational and experimental data. *Matveev, E.L.; Matveev, A.L.; Tutukin, A.V.; Cherkasova, M.S.; Mishenin, A.Yu.* 59

Remotely controlled systems for handling substandard spent fuel assemblies. *Sursky, P.V.* 61

An innovative set of programs for calculating RBMK-1000 reactors neutron characteristics using the multi-group Monte Carlo method on GPUs. *Ivanov, I.E.; Bychkov, S.A.; Grushin, N.A.; Varfolomeeva, V.A.; Druzhinin, V.E.* 62

Production of medical isotopes in the core of operating RBMK reactors. *Biryukov, A.N.; Konevets, M.V.; Soboleva, A.V.* 63

Handling of damaged spent nuclear fuel at units with RBMK reactors. *Kozlov, A.V.; Biryukov, A.N.; Podosinnikov, A.A.; Kartashova, L.A.; Zaporozhets, M.V.* 65

Fast reactors with lead-bismuth and lead coolants. *Troyanov, V.M.; Toshinsky, G.I.; Gulevich, A.V; Petrochenko, V.V.; Kondaurov, A.V.; Komlev, O.G.* 66

Experimental researchs of characteristics of ivg.1m reactor after conversion. *Prozorova, I.V.; Sabitova, R.R.; Gnyrya, V.S.; Azimkhanov, A.S.; Irkimbekov, R.A.; Popov, Yu.A.; Nurzhanov, Ye.B.; Medetbekov, B.S.* 68

Consideration of features of research molten salt reactors in the development of safety requirements. *Kuryndin, A.V.; Kirkin, A.M.; Sinegribov, S.V.; Buchikhin, M.A.; Savyolov, S.A.* 69

Options for JSC INM's reactor experimental base development after 2035-2040. *Tretyakov, I.T.; Romanova, N.V.; Kalashnikov, N.S.; Vasyukhno, D.V.; Epanchintseva, D.S.; Sokolov, S.A.; Pulinets, A.A; Seleznev, E.N.; Russkikh, I.N.; Rogovskiy, A.M.; Zyrianova, A.A.* 70

Calculation and experimental studies in support of BREST-OD-300 sampler design. *Yarmolenko, O.A.; Morkin, M.S.; Lemekhov, V.V.; Deryabin, A.Yu.; Lavrenov, R.N.; Mikhaylov, A.V.; Kolmogortsev, A.V.* 71

Development of high intensity steady neutron sources HINEG. *Chao LIU, FDS Consortium* 72

Concept of a new high-flux intermittent pulse source of neutrons based on neptunium nitride. *Lopatkin, A.V.; Tretyakov, I.T.; Romanova, N.V.; Goryachikh, A.V.; Kokorin, N.D.; Aksenov, V.L.; Kulikov, S.A.; Rzyanin, M.V.; Shvetsov, V.N.; Shabalin, E.P.* 75

Features of research molten salt reactor neutronics. *Zayko, I.V.; Klimenko, D.S.; Lopatkin, A.V.* 76

Upgrading the PIK reactor core to improve the consumer characteristics of the reactor facility. *Tretyakov, I.T.; Lopatkin, A.V.; Romanova, N.V.; Pulinets, A.A.; Afremov, D.A.; Dokelin, P.S.; Larionov, I.A.; Kravtsova, O.A.; Moroko, V.I.; Tkachev, D.V.* 77

Specific features of forming neutron energy spectra in inner cavity and outer reflector of lead-cooled fast reactor in order to slow down the neutron kinetics and to produce the target nuclides. *Kulikov, G.G.; Shmelev, A.N., Apse; V.A., Kulikov E.G.* 79

Experimental study of hydrodynamic and hydrostatic bearings mcp applicable to research and reactor circuits with lead and lead-bismuthic coolants. *Bokova T.A.; Marov A.R.; Volkov N.S.; Meluzov A.G.; Zyryanova T.K.* 80

About the limit power of the fast reactor with lead coolant. *Okunev, V.S.* 82

Investigation of neutron-physical characteristics of a fast neutron nuclear reactor cooled by carbon dioxide. *Semishin, V.V.; Kavun, O.Yu.* 83

Range of experimental activities in support of safety justification for RBMK units at the final stage of operation. *Biryukov, A.N.; Koretsky, S.A.; Naumkin, A.S.; Parshutin, Ye.V.; Podosinnikov, A.A.; Rakhmanov, A.P.; Reshetin, V.L.; Sednev, A.I.; Timofeev, S.V.; Usov S.M.* 84

Hydrogenation of zirconium alloy in the rbmk-1000 reactor control and protection system channels. *Bakulin, D.V.; Baldin, V.D.; Biryukov, A.N.; Shutko, K.I.; Averin, S.A.* 85

Management of endurance of graphite stack of rbmk-1000 reactors. lessons learned and development. *Ilyin, I.A.; Biryukov, A.N.; Mikhalchenko, A.P.; Reshetin V.L.* 86

Verification of the MCU-NR code. *Alimov, Yu.V.; Rozhdestvensky, I.M.; Lebedev, S.S.; Yufereva, V.A.; Shulga, A.M.; Romadinov, A.M.; Zhirnov, A.P.* 88

Effect of the MSIP technology on the growth rate of defects induced by iscc in Du300 pipelines at units with RBMK-1000 reactors. *Yurin, A.N.; Chalyi, A.A.; Yegranov, M.P.* 89

Development of software to be used as part of automated vibration monitoring and diagnostics system. *Matveev, E.L.; Cherkasova, M.S.; Matveev, A.L.; Lesnykh, A.V.; Ryabinina V.N.* 91

Damping of the designed itps during high intensity dynamic impacts. *Vilenskii, O.Yu.; Dushev, S.A.; Lapshin, D.A.; Tatarskii, A.M.* 92

Assessment of the consequences of the fall of the upper unit on the reactor. Goriunov O.V., *Verner A.A., Mozzhukhin A.S.* 94

Strength analysis of MCP NPP with VVER with considering uncertainty of parameters. *Avanov, A.V.; Vorobyov, Yu.B.; Nikitchenko, I.A.* 96

Potential role of nuclear power in a carbon-free world. *Kaplienko, A.V.; Gabaraev, B.A.; Cherepnin, Yu.S.* 97

Adjustment and endurance testing of a full-scale mockup of the BREST-OD-300 sampler. *Gordiyenko, A.S.; Morkin, M.S.; Yevstafyev, A.M.; Khizhnyak, A.G.; Mikhaylov, A.V.; Shutov, B.S.* 99

Distribution of the effective dose of ionizing radiation in the central hall of the IGR reactor after start ups. *Mukhamediev, A.K.; Vurim, A.D.; Prozorova; I.V.; Prozorov, A.A.* 100

Main results of the reactor IGR use for research in safety area. *Vityuk, V.A.; Vurim, A.D.; Vityuk, G.A.; Irkimbekov, R.A.* 102

Automatic protection system for the MBIR reactor reverse steam generator. *Tretyakov, I.T.; Romanova, N.V.; Yukhnov, B.M.; Maslov, N.V.* 103

Implementation of the project “Research molten salt reactor development at the FSUE “MCC” site”. *Pavlenko, A.P.* 105

From new local optimization tasks to improved nuclear technologies. *Okunev, V.S.* 107

Neutronic features of the core with PIK-2 FAs. *Moroko, V.I; Myasnikov, A.A.; Zakharov, A.S. Fridman, S.R.* 108

Lead reactor with hard neutron spectrum. *Samokhin, D.S.; Khorasanov, G.L.* 110

Fiber-optic technologies for new generation fast reactors. *Fedorov, A.N.; Stepanov, M.A.; Shevtsov, I.A.; Timofeev S.V.* 111

Engineering philosophy of intelligent quality assessment technology when designing reactor facilities. *Dvorina, G.M.; Dudareva, G.A.; Fedorov, O.Yu.* 112

Section 2. Nuclear fuel, coolants and new materials (including additive manufacturing) **115**

Experimental study of uranium–zirconium hydride critical assemblies with 21%, 36% and 45% enrichment on uranium-235. *Sikorin, S.N.; Mandzik, S.G.; Polazau, S.A.; Hryharovich, T.K.* 116

Low enriched nuclear fuel based on uranium-zirconium carbonitride: reactor tests and preparation for research at critical assemblies. *Sikorin, S.N.; Kuzmin, A.V.; Mandzik, S.G.; Polazau, S.A.; Hryharovich, T.K.; Tukhvatulin, Sh.T.; Bakhin, A.N; Izhutov, A.L.* 117

Pressure welding in reactor engineering. *Yevropin, S.V.; Yolkin, V.N.* 118

Experimental determination of limiting energy characteristics of the MNUP fuel. *Lemekhov, V.V.; Cherepnin, Yu.S.; Moiseyev, A.V.; Pulinets, A.A.; Zhirnov, A.P.; Ivanyuta, A.N.; Rozhdestvensky, I.M.; Burkov I.V.; Mezhina, Ye.R.* 119

Integrated diagnostics of the IBR-2 research reactor's movable reflector technical condition. *Sizarev, V.D.; Timofeev, S.V.; Sokolova, A.G.; Balitsky, F.Ya* 121

Influence of local decrease thickness due to erose-corrosion on the strength of VVER pipelines. *Gusarov, A.Ye.; Sergeeva, L.V.* 122

Prospects for using mixed uranium-plutonium nitride fuel enriched in nitrogen-15 isotope in the fuel cycle of fast neutron reactors. *Tarasov, V.R.; Lizunov, A.V.; Semenov, A.A.; Anikin, A.S.;* Moiseev, A.V.; Zhirnov, A.P.; Soldatov, E.O. 124

High-density fuel assemblies for lvr-15 research reactor. *Cherepnin, Yu.S.; Pulinets, A.A.; Kravtsova, O.A.; Simonidy, A.R.; Chizhova, E.S.; Larionov, I.A; Logvenichev, S.I.* 125

Setting material deficiency characteristics for the probabilistic fracture analysis of npp design elements. *Loskutov, O.D.; Tutnov, A.A.; Alekseev, P.V.; Alekseev, A.T.* 126

Influence of atmospheric air on surface tension of tin – lithium melts. *Alchagirov, B.B.; Khibiev, A.Kh.; Kanametova, O.Kh.; Dyshekova, F.F.* 128

Surface tension of PbBi eutectic melt in vacuum, nitrogen gas, oxygen and atmospheric air. *Alchagirov, B.B.; Kanametova, O.Kh.; Dyshekova, F.F.; Khibiev, A.Kh.* 130

Wetting of 12Cr18Ni10Ti reactor steel by near-eutectic tin-based lithium melts. *Alchagirov, B.B.; Kanametova, O.Kh.; Dyshekova, F.F.* 132

Methodological aspects of determining the corrosion coefficient of EP-823SH steel in a lead stream containing oxygen in the rated range of BREST-OD-300. *Golosov, O.A.; Osintseva, A.A.; Khvostov, S.S.; Isinbaev, A.R.; Shabelnikov, E.A.* 133

An innovative technique for zinc dosing into the water-cooled nuclear reactor coolants. *Yevropin, S.V.; Yurmanov, V.A.; Grigorovich, S.M.; Gudkov, N.D.; Shutko, K.I.; Yurmanov, Ye.V.* 135

Chemical control of heavy water coolants of the PIK reactor. *Voronina, T.V.* 136

Swelling of 16cr-19ni class steel at dose rate from 1×10^{-8} to 1.6×10^{-6} dpa /sec. *Kinev, E.A.* ...138

Computational analysis of experiments to determine the limiting radial average enthalpy of mnup fuel in the IGR reactor. *Zhirnov, A.P.; Belkin, A.V.; Burkov, I.V.; Ivanyuta, A.N.; Kuznetsov, P.B.; Rozhdestvensky, I.M.* 139

The possibilities of realization at IR-8 research reactor nuclear fuel investigations in support of SCWR project. *Arefinkina, S.E.; Erak, D.Yu.; Efremov, P.K.; Mikhin, O.V.; Murashov, V.N.; Yakovlev, V.V.* 140

Estimation of energy parameters of plasma-electromagnetic methods for recovering metal compounds from fluorides. *Vovkivsky, E.G.; Chirkov, A.Yu.* 141

Additive manufacturing of high performance ceramics. *Sgonov, N.M.* 143

Conditions for the creation of new production facilities for nuclear alloying of silicon and radiation coloring of minerals based on INR IVV-2M. *Dyakov A.A., Lanskikh V.N., Surov S.V.* 144

The equipment for the fabrication of nuclear fuel in the conditions of unattended production with service by robotic complexes – the pelleting machine and 3D mixer of highly toxic powders in the inert atmosphere. *Zubkov, V.G.; Sergeyev, N.G.; Lobov, A.A.; Ryaposov, A.V.; Matusov, E.S.; Shkurin, P.A.* 146

The equipment for the fabrication of nuclear fuel in the conditions of unattended production with service by robotic complexes – the carbothermic systems of synthesis of nitrides and sintering of pellets. *Morozova, E.A.; Sergeyev, N.G.; Ryaposov, A.V.; Shkurin, P.A.* 148

Providing the desired thermal cycle at thick-walled shells welding. *Konovalov, A.V.* 151

Substantiation of the possibility of neutron transmutation doping of large in diameter silicon ingots at IVV-2M reactor. *Diakov, A.A.; Kozlov, A.V.; Lanskikh, V.N.* 153

Section 3. Closed fuel cycle technologies, SNF and RW management, technological answers to the problems of non-proliferation **155**

Homogeneous and heterogeneous transmutation of ^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am in a lead-cooled fast reactor. *Golovin, N.P.; Lopatkin, A.V.; Lukasevich, I.B.; Moroko, V.I.; Popov, V.Ye.* 156

Radioactive waste disposal safety as a determining factor in the choice of snf reprocessing scheme. *Samoylov, A.A.; Aleksandrova, T.A.; Butov, R.A.; Mulenkova, E.V.* 157

Problems of radioactive waste management in the republic of Kazakhstan. how to increase public perception? *Tazhibaeva, I.L.; Klepikov, A.Kh.; Romanenko, O.G.; Blynsky, A.P.* 159

Americium transmutation in the SVBR-100 reactor. *Gulevich, A.V.; Eliseev, V.A.; Komlev, O.G.; Tormyshev, I.V; Toshinsky, G.I.* 161

Implementation of a closed nuclear fuel cycle technologies by the example of the PDEK site. *Fedorov, M.S.; Zozulya, D.V.; Lachkanov, E.V.; Dubrov, I.A.; Zhiganov, A.N.; Khoroshko, A.A.* 162

On americium transmutation in BN-1200M type reactor. *Gulevich, A.V.; Gurskaya, O.S.; Dekusar, V.M.; Eliseev, V.A.; Zarapina, E.M.; Troyanov, V.M.* 164

Conceptual scheme for handling highly enriched SNF using the example of the research impulse graphite reactor. *Baklanova, Yu.Yu.; Bukina, O.S.; Koyanbayev, Ye.T.; Baklanov, V.V.; Korovikov A.G.*; *Vityuk, V.A.* 165

Testing of stands for the selection of methods for the extraction and conditioning of sorbents from the basements of the Fukushima NPP. *Savkin, A.E.; Slastennikov, Yu.T.; Ostashkina, E.E.* 167

The experience of fsue "radon" in the treatment and conditioning of ion-exchange resins. *Ostashkina, E.E.; Savkin, A.E.; Slastennikov, Yu.T.* 169

Promising ultrasonic decontamination methods. *Lebedev, N.M.; Grot, A.N.; Kukushkina, A.A.; Vasiliev, A.P.; Akatov, A.A.* 171

Solutions for decontamination of metal during decommissioning of nuclear and radiation hazardous facilities developed by SPSIT. *Akatov, A.A.; Koryakovskiy, Yu.S.; Grot, A.N.; Zalesova, I.A.* 172

Laser complex for online monitoring of iodine-129 and nitrogen dioxide in the gas phase of technological processes of spent nuclear fuel reprocessing. *Kireev, S.V; Suganeev, S.V.; Shnyrev, S.L.* 174

Development of the engineering and physical appearance of the molten salt reactor-burner of minor actinides VVER SNF. *Lopatkin, A.V.; Tret'yakov, I.T.; Romanova, N.V.; Larionov, I.A.; Tuktarov, M.A.; Zayko, I.V.; Klimenko, D.S.; Korobkova, P.A.; Semchenkov, A.A.; Ognerubov, D.A.; Kolmogortsev, A.V.* 176

Construction of introscopes with coded aperture for rehystration of image of mixed neutron and gamma radiation sources. *Prokuronov, M.V.; Sevastyanov, V.D.; Fomin, O.B.; Shibaev, R.M.; Yanushevich, A.V.* 177

Burning out ameritium-241 in a reactor with a hard neutron spectrum. *Samokhin, D.S.; Khorasanov, G.L.* 179

The concept of tritium production in the lead reactor with a hard neutron spectrum. *Samokhin, D.S.; Khorasanov, G.L.* 181

Section 4. Small size power reactors (fixed, transportable, floatable, propulsion, space) **183**

Providing regulatory framework for the pilot project of an SNPP with RITM-200N reactor plant. *Bykh, Ya.O.; Shchekin, D.V.* 185

Basic schematic and structural solutions for the land-based RITM-200N SPP. *Semenov, M.A.; Kalinchev, M.V.; Kurachenkov, A.V.; Shekin, D.V.* 187

Experimental investigation of coolant hydrodynamics in the outlet area of a fuel assembly of the RITM-type reactor for a small-sized nuclear power plant. *Demkina, T. D.; Dmitriev, S.M.; Dobrov, A.A.; Doronkov, D.V.; Doronkova, D.S.; Pronin, A.N.; Ryazanov, A.V.; Solntcev, D.N.* .189

Analysis of factors important for an integrated approach to the economic of low-powered nuclear power plant projects. *Smirnova, L.S.; Korolev, S.A.* 190

Prospects for the development of propulsion nuclear power plants based on liquid metal cooled reactor facilities. *Beloshitsky, K.A.; Ivanov, A.A.* 193

Multipurpose nuclear desalination complexes with small modular reactors, based on the use of marine nuclear power plant experience. *Sokolova, E.A.; Fedorovich, E.D.; Sadeghi, Kh., Gazai, H.; Makukhin, S.S.* 195

The TERMIT – technology to design simulation systems for small nuclear reactors. *Lialiuev, D.V.; Shaleninov, A.A.* 196

The concept of a compact high-temperature gas-cooled small power reactor with an annular core of microspherical fuel. *Sikorin, S.N.; Mandzik, S.G.; Akhramovich, A.P.; Kolos,V.P.* 198

Section 5. New algorithms and codes for design and safe operation justification. Results of computational and experimental justifications of innovative designs **199**

Neutronic codes for calculations of innovative reactor facilities with liquid metal coolant. *Belov, A.A.; Bereznev, V.P.; Koltashev, D.A.; Potapov, V.S.; Shershov, A.V.* 201

Application of machine learning methods for recognizing accidents at nuclear power plants. *Matushkin V.D.; Vorobyev Y.B.* 202

Adaptation of the turbulence model to the heat transfer in a rod bundle. *Sergeenko, K.M.* 204

A study of thermophysical and physicochemical characteristic of the KALLA experiment facility. *Sergeenko, K.M.; Svirid, K.O.; Nikolaev, V.S.; Afremov, D.A.; Tutukin, A.V.; Sapoznikov, I.S.* 205

IGR reactor computer modeling. *Irkimbekov, R.A.; Surayev, A.S.; Zhanbolatov, O.M.; Vityuk, V.A.* 206

Neutronic calculation of the SHELF-M reactor core. *Kalugina, K.M.; Krivoshein, I.N.* 208

Non-standard approaches to finite element simulation of NPF FAs. *Chalyi, A.A.; Stolotnyuk, S.V.; Sorokin, F.D.* 209

Numerical investigation of the influence of the wall physical properties on the mercury flow in one-side heated pipes under a transverse magnetic field. *Makarov, M.V.; Yankov, G.G.; Artemov, V.I.* 211

Development and application of a mathematical model of an air heat exchanger of a nuclear reactor installation MBIR for justification of safe application. *Antipin, E.S.; Platonov, I.V.; Larionov, I.A.* 212

Heat exchange and circulation stability during liquid metal boiling in emergency processes in fuel assemblies of the core fast reactors: experimental and computational studies. *Sorokin, A.P.; Ivanov, Eu.F.; Kuzina, Ju.A.; Sorokin, G.A.* 214

Information and analytical system for optimizing the analysis of the results of experiments in the field of nuclear power. *Nauryzbayev, R.Zh.; Syssaletin, A.V.; Vurim, A.D.; Baklanova, Yu. Yu.;Yermakov, V.A.; Islamov, R.S.; Baklanov, V.V.* 216

Diagnostics of the processes of hydroelastic interaction of a lead coolant flow and a solid deformable body *Sizarev, V.D.; Smirnov, A.V.; Timofeev S.V.* 217

Calculated estimate of the iron monoxide activity coefficient in liquid lead. *Osipov, A.A.* 218

Simulation of a lead-cooled fast reactor campaign for the entire service life. *Balovnev, A.V.; Zhirnov, A.P.; Davydov, V.K.; Rozhdestvensky, I.V.; Kalugina, K.M.; Moiseev, A.V.; Soldatov, Ye.O.; Yufereva, V.A.* 219

Approaches to the thermophysical justification of the accident tolerant fuel applicability for NPP. *Molotova, I.A.; Molotov, I.M.; Yagov, V.V.* 221

On one problem for the circulation pipelines of the VVER-1000 reactor facility. *Pukhliy, V.A.; Kogan, Ye.A.; Miroshnichenko, S.T.; Pukhliy, K.V.* 222

Development of the surface pseudo-sources method for the solution of multigroup neutron transport equation in complex nuclear reactor systems. *Sultanov, N.V.* 223

Development of the dink software tool. *Burkov, I.V.; Zhirnov, A.P.* 225

Modeling of temperature and humidity conditions in rooms housing primary loop pipelines at NPP with VVER reactor units in the event of abnormal operation. *Matveev, E.L.; Cherkasova, M.S.; Tutukin, A.V.* 228

Mixed convection during an upward flow of liquid metal in a heated round pipe in a transverse magnetic field. *Listratov, Y.I.; Luchinkin, N.A.; Razuvanov, N.G.; Belyaev, I.A.; Sviridov, E.V.* 229

Les-modeling of the heat and mass transfer process in a regular fuel assembly cell with a liquid metal lead coolant. *Shiryaev, D.V.* 231

Hydrodynamic effect of reactivity in the PIK reactor. *Goltsev, A.O.; Degtyarev, A.M.; Ivanov, A.A.; Osipov, A.M.; Prokhorenkov, S.V.* 232

Precision calculations of experiments at BFS-2 test facility for the MCU-BR code verification. *Borovskaya, Zh.V.; Davydov, V.K.; Zhirnov, A.P.; Kalugina, K.M; Moiseyev, A.V.; Rozhdestvensky, I.M.; Yufereva, V.A.* 234

Validation of the severe accidental block of a EUCLID/V2 integral code regarding release and transportation of fission products and nitride fuel dissociation. *Chuhno, V.I.; Klimonov, I.A.; Kudashov, I.G.; Mosunova, N.A.; Strizhov, V.F.; Sychova,T.V.; Usov, E.V.; Zhdanov, V.S.; Kireev, G.A.; Krivov, M.P.* 235

A computer code for selection and justification of the integral reactor characteristics. *Yeremeyev, D.V.; Marinichev, D.V.* 237

Development of a one-dimensional three-field model for analysis of accident scenarios with water coolant leaks into HLMC. *Mitskevich, A.V.; Popov, A.O; Gritsai A.S.* 238

MNUP-MEPhI code and results of nitride fuel optimization for FR. *Konovalov, I.I.; Gordeev, S.S.; Glagovsky, E.M.* 240

Accounting for the uncertainty of input data in the analysis of VVER reactor pressure vessel strength. *Nikitchenko, I.A.; Vorobyov, Yu.B.* 241

Experimental and computational study of low-head natural circulation loop. *Kaban'kov, O.N.; Yagov, V.V.; Sukomel, L.A.; Zubov, N.O.* 243

Experimental studies of the tribological characteristics of rubbing surfaces in the "rotating shaft-HLMC-bracket wall" system. *Bokova, T.A.; Bokov, P.A.; Volkov, N.S.; Marov, A.R.; Baranova, L.V.* 245

Approach to probabilistic justification of the leak before break and rupture elimination conditions of pipelines in the second circuit of the VVER RU. *Alekseev, A.T; Alekseev, P.V.; Loskutov, O.D.; Tutnov, A.A.* 246

Calculation of green's functions in the surface pseudo-source method for solving the neutron transport equation in RBMK-type cluster cells. *Sultanov, N.V.* 248

Analysis of changes in pH in the containment sump during a LOCA type accident at npp with WWER-1200. *Nikiforov, N.S.; Gavrilov, A.V.; Kritskiy, V.G.; Prokhorov, N.A.* 249

Comparative analysis of thermal hydraulics of once-through steam generating channels of helically coiled tube and straight tube. *Grabezhnaya, V.A.; Mikheyev, A.S.; Ulyanov, V.V.* 250

Simulation of gas transport in VVER-1000 RP during SPM. *Vorobyeva, S.Y.; Vorobyov, Y.B.* 252

Changing the level of the two-component medium "gas-HLMC" in static conditions. *Bokova, T.A.; Zyryanova, T.K.; Marov, A.R.; Volkov, N.S.; Sumin, R.V.; Pogorelov, M.D.* 254

Development and research of a float-discrete level gauge for heavy liquid metal coolant. *Sumin, R.V.; Bokova, T.A.; Meluzov, A.G.; Volkov, N.S.; Marov, A.R.; Zyryanova, T.K.; Pogorelov, M.D.* 255

Calculation of heat transfer and temperature fluctuations on the surface of the pipe near the T-junction using scale-resolving approaches to turbulence modeling. *Garbaruk, A.V.; Gritskevich, M.S.* 257

Computer simulation of operation of a condensation device. Tutukin, A.V.; Morozov, A.V.; *Kalyasov, P.S.; Kudryavtsev, A.U.; Shchulepov, K.V.; Barinov, A.A.; Chistyakov, O.A.; Ryazanov, A.V.* 259

Thermodynamics of non-stoichiometric compounds in dilute liquid metal – oxygen solutions. *Osipov, A.A.* 260

On the issue of temperature fluctuation properties in liquid metals. *Osipov, A.A.* 262

Verification of a saturated ammonia boiling model based on new experimental data for high-parameter heat transfer. *Kudinov, A.V.; Marinichev, D.V.* 263

Study of the temperature field of the IGR reactor. *Surayev, A.S.; Vityuk, V.A.; Irkimbekov, R.A.; Zhanbolatov, O.M.* 264

Development and implementation of technical decision for digital support of construction using photogrammetry methods. *Kiriyak, N.Yu.* 266

Systematization of experimental data on the justification of passive safety systems of water moderated reactors using information and analytical system. *Vurim, A.D.; Baklanova, Yu.Yu.; Akaev, A.S.; Mukhamedova, N.M.; Syssaletin, A.V.; Islamov, R.S.* 268

Experimental study of hydraulic losses during the flow of heavy liquid metal coolant in round section pipes. *Pogorelov, M.D.; Bokova, T.A.; Volkov, N.S.; Marov, A.R.; Sumin, R.V.* 270

Numerical simulation of flow through a rod bundle with spacer grids (OECD/NEA MATiS-h test). *Garbaruk, A.V.; Matushenko, A.A.; Strelets, M.Kh.* 271

Calculated assessment of technological heredity to justify the safety of operation of welded structures. *Kurkin, A.S.; Kurkin, A.B.* 273

Validation of MATADOR code for sub-channel analysis of fuel assemblies of innovative reactor plant projects. *Zalesov, A.S.; Churkin, A.N.; Baisov, A.M.* 275

Software for calculating weldability indicators in order to ensuring safe operation of critical welded joints nuclear power plants. *Kurkin, A.S.; Korolev, S.A.; Rozanov, D.S.; Kruglyak, E.A.* 277

Software and calculation method for determining the concentration of diffusion-mobile hydrogen in welded joints of nuclear power installations in the process of their manufacturing and operation. *Rozanov, D.S.* 279

Experimental study of an unsteady temperature field during mixing of coolant flows to substantiate the resource characteristics of nuclear power plant structural elements. *Matsin N.V.; Ryazapov R.R.; Sobornov A.E.; Kotin, A.V.* 281

Comparative analysis of thermal hydraulics of once-through steam generating channels of helically coiled tube and straight tube. *Grabezhnaya, V.A.; Mikheyev, A.S.; Ulyanov, V.V.* 283

Analysis of removal of radioactive aerosols from the containment atmosphere during beyond design basis accidents using a sprinkler system. *Savekin, S.S.; Shmelkov, Y.B.* 284

Section 6. Fusion technology (controlled fusion, thermonuclear reactor, etc.) **287**

Fabrication and testing of deliverable components for the ITER blanket system. *Leshukov, A. Yu.; Strebkov, Yu.S.; Makarov, S.V.; Sviridenko, M.N.; Parshutin, Ye.V.; Poddubny,I.I.; Khomyakov, S.E.; Kolganov, V.Yu.; Tomilov, S.N.; Trifonova, Ye.V.; Solovyev, O.V.; Mogilevskiy, P.Yu.; Cheburova, A.V.; Safronov, V.M.; Putrik, A.B.* 288

Evolution of the design of plasma facing components under interaction with liquid lithium. *Kolesnik, M.S.; Piskarev, P.Yu.; Mazul, I.V.; Ruzanov, V.V.; Rulev, R.V.; Ogursky, A.Yu.* 290

The first stage of the transition to the creation of liquid-metal stationary tokamak devices. *Zharkov, M.Yu.; Vertkov, A.V; Kuryachiy, A.V.* 291

Thermal testing of the divertor vertical target when simulating separatrix swing. *Rulev, R.V.; Mazul, I.V.; Piskarev, P.Yu; Kuznetsov, V.Ye.; Kolesnik, M.S.; Ruzanov, V.V.; Tanchuk V.N.* 293

Justification of the first wall panel serviceability in the inductive mode of the ITER operation. *Tomilov, S.N.; Sviridenko, M.N.; Leshukov, A.Yu.; Strebkov, Yu.S.; Safronov, V.M; Gervash, A.A.; Okuneva, Ye.V.* 294

Qualification tests of the ITER blanket flexible support assembly. *Lebedeva, M.S.; Kozlov, S.A.; Vlasov, D.A.; Poddubny, I.I.; Sviridenko, M.N.; Khomyakov, S.E.; Parshutin, Ye.V.; Apalkov, A.A.; Usov, S.M.; Timofeyev, S.V.; Putrik, A.B.* 295

Computational justification of the design of the flexible cartridge of the iter inner blanket during emergency operation. *Nikulin, B.I.; Poddubnyy, I.I.; Sviridenko, M.N.; Danilov I.V.; Putrik, A.B.* 297

Qualification of methods for applying coatings of various functional purposes on ITER blanket components. Cheburova, A.V.; Kozlov, S.A.; Khomiakov, S.E.; Poddubnyi, I.I.; *Sviridenko M.N.; Belikov, A.I.; Kolesnik, L.L.; Sher, E.S.; Ulyanitskiy, V.V.; Putrik, A.B.* 299

Development of the design and qualification of the ITER blanket contact pads. *Vlasov, D.A.; Poddubny, I.I.; Khomyakov, S.E.; Parshutin, Ye.V.; Trifonova, Ye.V.; Cheburova, A.V.; Kozlov, S.A.; Sviridenko, M.N.; Solovyev, O.V. ; Ulyaninitsky, V.V.; Sher, Ye.S.; Putrik, A.B.; Belyaev, I.Ya.; Belikov, A.I.* 301

Justification of the iter blanket electrical connector serviceability. *Kozlov, S.A.; Verbitskaya, K.S.; Parshutin, Ye.V.; Tolkachev, D.V.; Poddubny, I.I.; Sviridenko, M.N.; Danilov, I.V.* 302

Experimental study into the self-locking properties of the ITER blanket fastening elements. *Poddubnyi, I.I.; Kozlov, S.A.; Sviridenko, M.N.; Danilov, I.V.; Parshutin Ye.V.; Timofeyev, S.V.; Apalkov, A.A.; Usov, S.M.; Putrik, A.B.* 304

CuCrZr/316L(N) bimetallic joint of multilayer plasma-facing components and its optimization. *Piskarev, P.Yu.; Gervash, A.A.; Bobrov, S.V.; Ruzanov, V.V.; Ogurskiy, A.Yu., Mazul, I.V.* 306

ПЛЕНАРНАЯ СЕССИЯ
PLENARY SESSION

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОЕКТА РУ БРЕСТ-ОД-300. ПРЕЕМСТВЕННОСТЬ РЕШЕНИЙ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ КОММЕРЧЕСКИХ РУ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Лемехов В.В., Моисеев А.В., Бажанов А.А., Саркулов М.К.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В докладе представлено современное состояние проекта РУ БРЕСТ-ОД-300, включающее расчетно-экспериментальное обоснование, статус готовности к изготовлению оборудования, затронута тема современной нормативной базы для РУ со свинцовым теплоносителем.

На текущий момент на основании проведенных НИОКР разработаны нормативные документы уровня федеральных норм и правил, а также стандартов корпорации, содержащих требования к реакторным установкам со свинцовым теплоносителем. На основании технического проекта РУ, проектной документации и отчета по обоснованию безопасности получена лицензия на сооружение РУ БРЕСТ-ОД-300. В рамках условий действия лицензии ведется подготовка и изготовление основного оборудования РУ: корпуса блока реакторного, внутрикорпусного оборудования, перегрузочного комплекса, парогенератора и др.

Опыт обоснования и подготовки к изготовлению оборудования РУ БРЕСТ-ОД-300, как прототипа коммерческих РУ со свинцовым теплоносителем, позволил разработать эскизный проект РУ БР-1200 и приступить к проведению НИОКР для разработки технического проекта. Преемственность концепции безопасности, технических решений по основному оборудованию вкупе с оптимизацией позволили существенно улучшить показатели для достижения конкурентоспособности.

CURRENT STATUS OF THE BREST-OD-300 PROJECT. CONTINUITY OF SOLUTIONS FOR DEVELOPMENT OF COMMERCIAL LEAD-COOLED REACTOR FACILITIES

Lemekhov, V.V.; Moiseyev, A.V.; Bazhanov, A.A.; Sarkulov, M.K.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The report presents the current status of the BREST-OD-300 reactor facility project, including computational and experimental justification, and the status of readiness for the equipment fabrication, and touches upon the issues concerned with the present-day regulatory framework for lead-cooled reactor facilities.

Currently, based on the obtained R&D results, regulatory documents have been developed at the level of federal codes and corporation standards containing requirements for lead-cooled reactor facilities. Based on the detailed design of the reactor facility, design documentation and the safety analysis report, the BREST-OD-300 construction license has been obtained. As part of the license conditions, preparations are under way and the reactor facility's key components are manufactured (reactor unit vessels, reactor internals, refueling system, steam generator, etc.).

The experience of justifying and preparing for the fabrication of equipment for the BREST-OD-300 reactor as the prototype of commercial lead-cooled reactor facilities has made it possible to develop the conceptual design for the BR-1200 reactor and start the R&D activities for the engineering design development. The continuity of the safety concept and designs for the key components, along with the optimization activities, has allowed improving greatly the performance for achieving a competitive edge.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ТЕХНОЛОГИИ ВВЭР

Асмолов В.Г. (Госкорпорация «Росатом», Москва, Россия)

На мировом рынке в долгосрочном горизонте будут востребованы АЭС с реакторами с водяным теплоносителем, не способные нарабатывать оружейный плутоний при условии соблюдения требований устойчивого развития.

Стратегические цели развития технологии ВВЭР:

- встраивание в двухкомпонентную ЯЭС;
- обеспечение высокой безопасности;
- повышение КПД и КВ, возможность работы на 100 % загрузке МОКС-топлива;
- конкурентоспособность экспортных продуктов в долгосрочном горизонте.

Направления развития технологии ВВЭР: проекты ВВЭР-С и ВВЭР-СКД:

- повышение коэффициента воспроизводства топлива;
- снижение расхода природного урана;
- отказ от борного регулирования (как минимум при работе на мощности);
- отказ от циркониевых сплавов активной зоны;
- повышение КПД.

Основные направления дальнейших НИОКР с учетом сотрудничества с Gen IV:

- создание новых конструкционных материалов для корпуса реактора, ВКУ, активной зоны;
- разработка водно-химических режимов;
- решение проблем массопереноса, активации и отложения продуктов коррозии и эрозии;
- создание и верификация моделей по расчету гидродинамики и теплообмена в ТВС и теплообменниках в широком спектре режимов теплоносителя, разработка систем безопасности;
- создание и верификация моделей по расчету нейтронной физики активных зон со сложным пространственным распределением спектра нейтронов в реакторе;
- обоснование устойчивости работы РУ и ядерной энергетической установки в целом в различных режимах эксплуатации (пуск, набор мощности, частичные режимы, номинал, переходные процессы …).

PROSPECTS OF THE VVER TECHNOLOGY EVOLUTION

Asmolov, V.G. (Rosatom State Corporation, Moscow, Russia)

In the longer term, NPPs with water-cooled reactors not capable of generating weapon-grade plutonium while satisfying the sustained development requirements will be in demand in the global market.

Strategic objectives of the VVER technology evolution:

- integration into a two-component nuclear power system (NPS);
- high safety;
- increased efficiency and breeding ratio, possibility of operation with a 100% MOX fuel load;
- long-term competitiveness of exported products.

Areas for the VVER technology evolution: VVER-S and VVER-SKD designs:

- increased breeding ratio;
- reduced consumption of natural uranium;
- no boron control (at least during power operation);
- no zirconium alloys in the reactor core;
- higher efficiency.

Key areas for further R&D with regard for the collaboration with Gen IV:

- development of new structural materials for the reactor vessel, reactor internals and reactor core;
- development of water chemistries;
- solution of the corrosion and erosion product mass transport, activation and deposition problem;
- development and verification of models to calculate fluid dynamics and heat exchange in FAs and heat exchangers in a broad spectrum of coolant modes, development of safety systems;
- development and verification of models to calculate the reactor core neutronics with a complex spatial distribution of the neutron spectrum in the reactor;
- justification of operating stability for the reactor facility and the nuclear power plant as the whole in different modes of operation (startup, power ramp-up, part-load operation, rated power operation, transients, etc.).

СОСТОЯНИЕ ПРОЕКТИРОВАНИЯ И НИОКР КИТАЙСКИХ СВИНЦОВЫХ РЕАКТОРОВ

Ицань У, Юньцин БАЙ (Международная академия физики нейтронов, Циндао, Китай; Шаньдунская главная лаборатория физики и технологии нейтронов, Циндао, Китай), консорциум FDS

Реактор со свинцовым теплоносителем обладает множеством привлекательных особенностей и может сыграть важную роль в энергоснабжении будущего, являясь одной из наиболее перспективных ядерно-энергетических систем, рассматриваемых для использования в качестве реактора 4-го поколения и в системах, инициируемых ускорителем (ADS). Развитие технологии реакторов со свинцовым теплоносителем в Китае началось в 1986 г. и постоянно поддерживается национальным правительством, местными органами власти и предприятиями. Концепции серии китайских реакторов на основе свинца CLEAR разрабатываются командой консорциума FDS уже более 30 лет. В настоящее время проводятся работы, связанные с проектированием реактора CLEAR, оценкой безопасности, разработкой программного обеспечения для проектирования и анализа, со свинцово-висмутовой экспериментальной петлей, а также НИОКР по ключевым технологиям и оборудованию.

В настоящем докладе рассматривается несколько концепций для критических и подкритических режимов – CLEAR-M, CLEAR-400 и CLEAR-A. Реактор CLEAR-M – это типичная концепция реактора мощностью 10 МВт, предназначен для обеспечения электроэнергией и представляет собой гибкую энергосистему широкого применения, например, на островах, в отдаленных районах или промышленных парках. Реактор CLEAR-400 – это своего рода реактор малой мощности с возможностью выработки нескольких типов энергии и отличающийся экономической конкурентоспособностью. Реактор CLEAR-A был предложен в качестве инновационной концепции системы ADS, которая представляет собой усовершенствованный подкритический реактор с внешним источником нейтронов, для выработки энергии и трансмутации отходов.

Было предложено несколько фундаментальных исследовательских платформ и связанных с ними НИОКР, включая многофункциональную свинцово-висмутовую экспериментальную петлю (KYLIN-II) и различные экспериментальные испытания. Кроме того, в 2017 г. были построены и введены в эксплуатацию три испытательные установки для комплексных испытаний CLEAR-S, CLEAR-0 и CLEAR-V.

Для содействия реализации проектов CLEAR созданы платформы инженерной валидации NIRVANA. В августе 2021 г. Международная академия физики нейтронов построила и ввела

в эксплуатацию интегральную установку бассейнового типа с электрическим подогревом и охлаждением свинцово-висмутовой эвтектикой. Она состоит из реактора и системы преобразования энергии мощностью более 5 МВт для проведения комплексных верификационных экспериментов в отношении теплогидравлических характеристик и оборудования полномасштабного прототипа реактора CLEAR-M. В это же время продолжается проектирование или строительство петель для высокотемпературных испытаний материалов и комплексных теплогидравлических испытаний, а также отдельных установок для проверки прототипов устройств, например, механизма привода стержней СУЗ, проведения измерений свойств тяжелых жидких металлов (HLM) и т.д.

DESIGN AND R&D STATUS OF CHINA LEAD-BASED REACTORS

Yican WU, Yunqing BAI (International Academy of Neutron Science, Qingdao, China; Shandong Key Laboratory of Neutron Science and Technology, Qingdao, China), FDS Consortium

Lead-based reactor has many attractive features and may play an important role in the future energy supply, which is one of the most promising nuclear energy systems for Generation-IV reactor and ADS system. The development of lead-based reactor technology in China was supported continuously by national government, local government and enterprises since 1986. The China LEAd-based Reactor (CLEAR) series concepts were proposed and developed by the FDS team for more than 30 years. Activities related to the CLEAR reactor design, safety assessment, design and analysis software development and the lead-bismuth experimental loop, as well as R&D on key technologies and components, are being carried out.

In this contribution, several concepts for both critical and subcritical modes have been presented as CLEAR-M, CLEAR-400 and CLEAR-A. CLEAR-M is a typical concept of a 10MW-grade reactor, aiming at providing electricity as a flexible power system for wide application, such as island, remote districts or industrial parks. CLEAR-400 is a kind of SMR to provide multiple energy productions with economic competitiveness. CLEAR-A was proposed as an innovative ADS concept, which is an advanced external neutron source-driven subcritical reactor, was proposed for energy production and waste transmutation.

Several fundamental research platforms and related R&D activities were introduced, including a multi-functional lead-bismuth experimental loop (KYLIN-II) and various experiment tests. In addition, three integrated test facilities named as CLEAR-S, CLEAR-0 and CLEAR-V had been built and started commissioning in 2017.

In order to promote the implementation of CLEAR projects, the engineering validation platforms NIRVANA was constructed. In August, 2021, an electric heated pool type LBE-cooled integration facility was constructed and started commissioning operation by IANS (International Academy of Neutron Science). It consists of reactor and power conversion system with more than 5 MW power for integration verification experiments for thermal-hydraulic characteristics and full-scale prototype components of CLEAR-M. Meanwhile, loops for high temperature material and comprehensive thermal-hydraulic test, independent facilities for prototype devices verification, such as CRDM, HLM measurements, etc. are being built or under construction.

ПОЛОЖЕНИЕ ДЕЛ С МАЛЫМИ МОДУЛЬНЫМИ РЕАКТОРАМИ В МАГАТЭ

Артисюк В., Субки Х., Хан Д. (МАГАТЭ)

В Парижском соглашении по климату сформулирован неоднозначный сценарий достижения глобальным энергетическим сектором нулевого уровня выбросов CO_2 к 2050 г. Это требует появления к 2030 году инновационных безуглеродных технологий выработки электроэнергии, что дает достаточное время для коммерциализации и развертывания этих технологий в мировом масштабе в течение следующих двух десятилетий. Будучи фактически безуглеродной, ядерная технология деления будет по-прежнему играть ключевую роль в этом переходе к «зеленой» экономике путем внедрения малых модульных реакторов (ММР) в качестве новой парадигмы в секторе зеленой энергетики. В условиях этого перехода сообщество, приверженное технологии деления, способствует обеспечению жизнеспособности ММР с точки зрения их массового производства и существенного сокращения сроков строительства, тем самым компенсируя недостатка эффекта масштаба. МАГАТЭ как организация семьи ООН, объединяющая 178 государств-членов и имеющая цель «*ускорить и увеличить вклад атомной энергии в мир, здоровье и процветание во всем мире*», подходит к этому сдвигу парадигмы определенными способами. Среди них – повышение осведомленности государств-членов о текущем состоянии и потенциальном развитии технологий малых модульных реакторов путем проведения практикумов, технических совещаний и через публикации. Каждые два года, начиная с 2012 г., МАГАТЭ публикует сборник «Достижения в области технологий ММР», содержащий краткие описания проектных решений. Стоит подчеркнуть, что в издании 2022 г. представлены технические описания восьмидесяти трех (83) конструкций ММР на различных стадиях разработки, среди которых 38 относятся к водоохлаждаемым реакторам, а 45 – к реакторам IV поколения. Еще в 2022 г. МАГАТЭ в Серии изданий по ядерной энергии опубликовало руководство по *Оценке ядерных реакторных технологий для краткосрочного развертывания*, чтобы государства-члены могли количественно оценить подходящую реакторную технологию в рамках национального технико-экономического обоснования.

В 2018 году была создана Техническая рабочая группа по малым модульным реакторам (TWG-SMR) в качестве консультативной группы экспертов высокого уровня из государств-членов МАГАТЭ с интересом к разработке и будущему развертыванию ММР. На срок 2022–2025 гг. в состав этой технической группы в качестве наблюдателей входят эксперты 20 государств-членов и четырех международных организаций. В настоящее время группа уделяет основное внимание трем (3) техническим областям: 1) обновлению дорожной карты по технологии ММР; (2) продвижению НИОКР, норм и стандартов, моделей развертывания и (3) подготовке к эксплуатации и развертыванию микрореакторов и технологии ММР для комбинированного производства тепловой и электрической энергии.

В 2021 году МАГАТЭ представило свою недавно созданную Платформу по ММР и их применению, которая служит координационным центром деятельности МАГАТЭ в этой области и обеспечивает скоординированную поддержку и экспертные знания со всего Агентства. В рамках этой Платформы была разработана среднесрочная (на 2022–2029 гг.) стратегия поддержки Агентством государств-членов в области малых модульных реакторов. В ответ на официальный запрос по адресу SMR.Platform@iaea.org МАГАТЭ может мобилизовать свои ресурсы для удовлетворения конкретных потребностей государств-членов. С помощью этого механизма МАГАТЭ уже организовало специальную миссию экспертов для рассмотрения докладов по предварительному технико-экономическому обоснованию технологии опреснения для Иордании и продолжения оказания поддержки в удовлетворении просьб заинтересованных сторон в Боливии, Бразилии, Кот-д'Ивуаре, Индии и Польше. В 2022 г.

МАГАТЭ приступило к осуществлению Инициативы по согласованию и стандартизации ядерной деятельности в целях дальнейшего содействия глобальному развертыванию безопасных и надежных современных реакторов, таких как ММР. Она направлена на повышение согласованности нормативных подходов, а также на более широкую стандартизацию промышленных подходов.

STATUS OF THE SMR ACTIVITIES IN THE IAEA

Artisiuk, V.; Subki, H.; Hahn, D. (IAEA)

The Paris Climate Agreement formulated an ambiguous scenario for the global energy sector to achieve net zero CO_2 emissions (NZE) by 2050. This requires the emergence of innovative carbon-free power generation technologies by 2030 thus providing the technologies with adequate timeframe to be commercialized and deployed on a global scale within the next two decades. Being essentially carbon-free, nuclear fission technology will continue to be a key player in this transition to a "green" economy by introducing small modular reactors (SMRs) as the new paradigm in the green energy sector. With this shift, the fission community fosters the assurance of SMR's viability for mass production and substantial reduction of construction time thus compensating the deficit of economy of scale. The IAEA as an UN family organization with 178 Member States (MS) and objective *"to accelerate and enlarge the contribution of atomic energy to peace, health and prosperity throughout the world"* have been addressing this paradigm shift in certain ways. Among them are increasing the awareness of Member States about current status and potential development of the SMR technologies through workshops, technical meeting and publications. Since 2012 on a biannual basis the IAEA publishes booklet on Advances in SMR Technology Developments as a collection of brief descriptions of design projects. It is worth to highlight that the 2022 edition presents technical descriptions of eighty three (83) SMR designs at various stages of development, 38 of them belonging the water-cooled domain and 45 – to the domain of GEN-IV reactors. Still in 2022, in the format of the IAEA Nuclear Energy Series the IAEA published a guidance on *Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment* to enable MS to evaluate quantitatively suitable reactor technology as a part of national feasibility study.

In 2018 the Technical Working Group on SMR (TWG-SMR) was established as an advisory group of high-level experts from MS with interest in development and the future deployment of SMRs.For the term of 2022-2025 TWG-SMR includes experts from 20 MS and 4 International Organizations as observers. In the current term, the TWG-SMR is focusing on three (3) technical areas: (1) updating the SMR Technology Roadmap; (2) promoting R&D, Codes & Standards, Deployment Models and (3) Preparation for Operation and on Microreactors and SMR Technology Deployment for Cogeneration.

In 2021 the IAEA presented its newly established Platform on SMRs and their Applications, that serves as a focal point for the IAEA's activities in this field and provides coordinated support and expertise from across the entire Agency. Under this Platform the Medium Term Strategy (2022-2029) for Agency Support to MS in the area of SMRs was developed. By official request to SMR. Platform@iaea.org the IAEA can mobilize its resources to address the particular needs of MS. With this mechanism the IAEA has already organized expert mission to review prefeasibility study reports on desalination for Jordan and proceed with ongoing delivering the support addressing the requests from stakeholders in Bolivia, Brazil, Cote d'Ivoire, India and Poland. To further support the global deployment of safe and secure advanced reactors such as SMRs, in 2022 the IAEA launched the Nuclear Harmonization and Standardization Initiative (NHSI). It works towards enhancing the harmonization of regulatory approaches and also the wider standardization of industrial approaches.

ПОЛУВЕКОВАЯ ИСТОРИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ РБМК. СОЗДАНИЕ. МОДЕРНИЗАЦИИ. СОВРЕМЕННОСТЬ

Слободчиков А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Начиная с 1973 года в эксплуатацию введено 17 энергоблоков с реакторами РБМК, в том исле два самых мощных на момент сооружения РБМК-1500 на Игналинской атомной станции.

В течение более чем полувековой истории эксплуатации реакторы претерпевали глубокие модернизации, направленные на повышение безопасности и надежности их работы, в ходе которых внедрялись не только принципиально новые конструктивные решения в части узлов и сборок реакторной установки, топлива, систем управления и защиты, но и организационные меры (технологические регламенты эксплуатации, симптомно-ориентированные аварийные инструкции, регламенты по управлению запроектными авариями и т.д.).

Срок службы реакторов РБМК на стадии проектирования предполагался равным 30 годам. К настоящему времени все эксплуатирующиеся энергоблоки перешагнули этот рубеж. При работе реактора на мощности под радиационно-термическим воздействием происходит деградация свойств элементов реакторной установки, определяющих ее ресурс. Для обоснования возможности дальнейшей эксплуатации разработаны уникальные методики оценки технического состояния и остаточного ресурса, базирующиеся на результатах исследования процессов и механизмов старения. В рамках реализации компенсирующих мер внедрены уникальные ремонтные технологии. Например, в 2011–2013 гг. в рекордно короткие сроки решена проблема искривления графитовой кладки.

Необходимость мониторинга эксплуатационных параметров и ремонта элементов активной зоны дала толчок к развитию робототехники, применяемой в атомной отрасли, и созданию целого парка роботизированных комплексов и высокоточных систем контроля, которые получили распространение и на других типах реакторных установок.

Надежная эксплуатация АЭС с РБМК, в том числе в продленный срок службы, в различные годы обеспечила вклад в атомную генерацию России от 25 до 43 %. В 2017 году суммарная энерговыработка всех блоков ЛАЭС превысила 1 трлн кВт·ч, а по результатам 2022 года энергоблок № 3 Ленинградской АЭС занял первое место в России – 275,87 млрд кВт·ч.

Накопленный опыт и уникальные конструктивные особенности канальных реакторов и по сей день позволяют реализовывать широкий спектр задач без ограничения установленной мощности.

HALF A CENTURY OF RBMK REACTOR OPERATION HISTORY. CREATION. MODERNIZATION. PRESENT DAYS

Slobodchikov, A.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

Since 1973, 17 Units with RBMK have been put in operation, including the two most powerful ones at the time of construction of RBMK-1500 at Ignalina Nuclear Power Plant.

Over the course of more than half a century of operation, the reactors have been a subject to in-depth modernization aimed at increase in their operation safety and reliability. Not only radically new structure solutions for units and assemblies of the reactor plant, fuel, control and protection systems, but also organizational measures (process specifications, symptom-based emergency operating procedure, regulations on beyond design basis accident management etc) have been implemented.

The service life of RBMK reactors is assumed to be 30 years at the design stage. At this point, all the operating Units have exceeded this time limit. Deterioration of properties of the reactor plant

components determining its service life takes place at power operation of the reactor under radiation-thermal effects. Unique methods of assessment of technical state and residual life based on the results of studying the aging processes and mechanisms have been developed to justify the possibility of further operation. Unique repair technologies have been implemented within the framework of compensatory measures. For example, the issue of the graphite stacking distortion was solved in record-breaking time in 2011-2013.

The need to monitor the operation parameters and to repair the core components gave the start for the development of robot engineering applied in the nuclear field and for creation of a whole stock of robotic complexes and high-precision control systems, which have become widespread in other types of reactor plants.

Reliable operation of NPP with RBMK, including the extended service life, provided a contribution to the Russian nuclear generation in different years from 25 % to 43 %. In 2017 the total power generation of all LNPP exceeded 1 tln. kW·h, and according to the results of 2022, Unit 3 of Leningrad NPP took first place in Russia - 275.87 bln kW·h.

The accumulated experience and unique structural features of channel-type reactors allow performing a wide range of tasks without established power limitations to this day.

ITER И TRT – ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПЛАТФОРМЫ УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

Красильников А.В. (ЧУ «ИТЭР-Центр», Москва,Россия)

Создание термоядерного реактора требует разработки термоядерных технологий, которые и обеспечат его эффективную работу. В рамках Проекта ИТЭР на базе достижений развития токамаков, прежде всего в Советском Союзе, а также в США (TFTR) и ЕС (JET) создается технологическая платформа реактора и уже формируемой мировой термоядерной промышленности. Технологическая платформа ИТЭР включает: электромагнитную систему из низкотемпературных сверхпроводников (TFC & CS – Nb3Sn, PFC – Nb-Ti), первую стенку – (Be (W + B4C покрытие + боронизация)), W дивертор с напуском Ne, криостат, крионасосы, криогенный комплекс, системы нагрева и безиндукционной генерации тока, реакторосовместимые диагностики, системы сбора и дистанционной обработки данных и управление, экспериментальные модули бридерного бланкета, и все вместе – комплекс реализации квазистационарного разряда (500–3600 сек) термоядерной плазмы с Q=10. В рамках Проекта ИТЭР в Российской Федерации создаются 23 системы.

Но в Проект ИТЭР включены не все требуемые реактору термоядерные технологии: Li первая стенка, генерация стационарного тока, гибридный бланкет, ВТСП катушки, испытания материалов т/я реактора, поэтому «Проектным центром ИТЭР в кооперации ведущими российскими научными центрами – участниками Проекта ИТЭР и разрабатывается Токамак с Реакторными Технологиями (TRT) [1]. Концептуальный проект TRT [1] опубликован в специальных номерах журнала «Физика плазмы» (№ 11 и 12 в 2021 и № 8 и 12 в 2022 г.). TRT разрабатывается как плазменный прототип как чистого термоядерного реактора, так и термоядерного источника нейтронов для гибридного (синтез-деление) реактора. Миссии и технологическая платформа TRT состоят в разработке и интеграции в одной установке ключевых инновационных термоядерных технологий (создание дополнительной к ИТЭР технологической платформы TRT): ВТСП электромагнитной системы, работающей при высоком (8Т на оси плазмы) магнитном поле, металлической, B4C и литиевой жидкометаллической первой стенки, инновационного дивертора, системы инжекции атомов с энергией 0,5 МэВ и мощностью до 25 МВт, мегаваттных квазистационарных (t>100 с) гиротронов

с частотой 230 ГГц, ИЦН на частотах 60–80 МГц мощностью несколько МВт, системы неиндуктивной генерации тока, тритиевого комплекса, совместимых с термоядерным реактором диагностик, технологии дистанционного управления, технологии поддержания квазистационарных разрядов в плазме с т/я параметрами, пионерском исследовании работы токамака в режиме горения термоядерной плазмы (Q>1) с интенсивным нагревом альфа-частицами в центре плазменного шнура в дейтерий-тритиевых экспериментах. TRT также обеспечит интеграцию технологических разработок ИТЭР в российскую программу УТС.

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБЛАСТИ УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Батырбеков Э.Г., Тажибаева И.Л., Бакланов В.В, Гордиенко Ю.Н., Зарва Д.Б., Коянбаев Е.Т., Кульсартов Т. В., Миниязов А.Ж., Понкратов Ю.В., Чектыбаев Б.Ж. (РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Казахстан)

Исследования в области управляемого термоядерного синтеза (УТС) в Республике Казахстан проводятся в рамках межправительственного соглашения АТОМ-СНГ по совместному использованию токамака КТМ и совместной программе КТМ НИР стран-участниц СНГ, соглашения между РК и ЕВРАТОМ в области УТС; международных контрактов (Организация ИТЭР и МАГАТЭ), по бюджетной программе Министерства энергетики и грантовому финансированию Министерства образования и науки. Основными задачами исследований на токамаке КТМ являются: проведение исследований взаимодействия материалов с высокотемпературной плазмой и испытания материалов ответственных узлов будущих термоядерных реакторов. Реализация этих задач будет возможна при достижении расчетных параметров разряда с использованием дополнительного ВЧ-нагрева плазмы. Расчетными параметрами являются: ток плазмы 750 кА, величина тороидального магнитного поля 1 Тс, длительность разряда около 5 с, дивертерная конфигурация плазмы. В декабре 2019 года был завершен физический пуск токамака КТМ и ввод его в эксплуатацию, что явилось одним из самых важных событий последних лет для научного термоядерного сообщества СНГ. Физический пуск токамака КТМ осуществлен совместными усилиями специалистов Казахстана (НЯЦ РК, ИАЭ НЯЦ РК) и России (НИЦ «Курчатовский институт» и НИИЭФА им. Ефремова). В соответствии с разработанным сценарием получены следующие параметры плазменного разряда: ток плазмы 100 кА, величина тороидального магнитного поля 0,9 Тс, длительность разряда около 70 мс, круглое сечение плазменного шнура. В ходе реализации научно-технических программ на комплексе КТМ проведены работы по совершенствованию основных технологических систем установки КТМ: системы автоматизации экспериментов (управление плазмой, источниками импульсного электропитания и пр.), системы физических диагностик плазмы, оптимизированы процессы подготовки вакуумной камеры. В настоящий момент на токамаке КТМ получены следующие результаты: плазменные разряды с током плазмы Ip≈500 кА и длительностью разряда до 1 с; вытянутая по вертикали конфигурация плазменного шнура с $k \leq 1{,}25$.

В рамках указанных выше международных программ с использованием реакторной базы (реакторы ИВГ.1М, ИГР и ВВР-К) проводятся исследования физико-механических свойств различных материалов после и в процессе облучения: графиты, включая FP-479 (Германия), который используется в качестве внутренней облицовки вакуумной камеры токамака КТМ; вольфрам различных марок, изготовленный в Германии (проект CRP МАГАТЭ); литийсодержащие материалы, рассматриваемые в качестве кандидатных конструкционных и функциональных материалов термоядерных реакторов. В соответствии с Исполнительным

соглашением между НЯЦ РК и Организацией ИТЭР проведены исследования образцов бетона методом гамма-спектрометрии после нейтронного облучения и определено содержание элементов, которые могут внести основной вклад в радиационную обстановку при выводе из эксплуатации реактора ИТЭР; проведены реакторные испытания оптоволоконных температурных датчиков на основе волоконной брэгговской решетки и оптоволокон с различными покрытиями (полиимидным, акриловым, медным, алюминиевым), что позволило выбрать оптимальный материал для использования в реакторе ИТЭР.

RESEARCH IN THE FIELD OF CONTROLLED FUSION IN THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

Batyrbekov, E.G.; Tazhibayeva, I.L.; Baklanov, V.V.; Gordienko, Yu.N.; Zarva, D.B.; Koyanbaev, E.T.; Kulsartov, T.V.; Miniayzov, A.Zh.; Ponkratov, Yu.V.; Chektybaev, B.Zh. (RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan)

Fusion research activities in the Republic of Kazakhstan are carried out within the framework of the Atom-CIS intergovernmental agreement on the joint use of KTM tokamak and the joint KTM research program of the CIS countries, the agreement between Kazakhstan and EURATOM in the field of fusion, the international contracts (ITER and IAEA projects), as well as the budget programs of the Ministry of Energy RK and grant financing of the Ministry of Education and Science RK. The main objectives of research on the KTM tokamak are: studies on the interaction of materials with the high-temperature plasma and testing materials of critical components of future fusion reactors. Realization of these objectives will be possible under achievement of the calculated parameters of discharge by using additional high-frequency plasma heating. The calculated parameters are: plasma current of 750 kA, toroidal magnetic field of 1 T, discharge duration about 5 s, and divertor plasma configuration. In December 2019, the final stage of the KTM physical start-up and its commissioning was carried out, which was one of the most important recent events for the CIS fusion research community. The physical start-up of the KTM tokamak was carried out by joint efforts of the specialists from Kazakhstan (NNC RK, IAE NNC RK) and Russia (Kurchatov Institute and Efremov Research Institute of Nuclear Physics). According to the developed scenario, the following plasma discharge parameters were obtained: plasma current of 100 kA, toroidal magnetic field of 0.9 T, discharge duration about 70 ms, circular plasma cord cross-section. During the implementation of scientific and technical programs, the main technological systems of the KTM were improved: systems for the experiments automation (plasma control, control of pulse power supply sources, etc.) and systems of physical diagnostics of plasma; the processes of vacuum chamber preparation were also optimized. Currently, the following results have been obtained on the KTM tokamak: plasma discharges with plasma current Ip≈500 kA and discharge duration up to 1 s; vertically elongated configuration of the plasma cord with $k \leq 1.25$.

Reactor base of the Republic of Kazakhstan was used for implementation of the above mentioned international programs to study the physical-mechanical properties of the various materials during and after irradiation: graphites, including FP-479 (Germany), which is used as a coating of KTM vacuum chamber; tungsten of various grades made in Germany (CRP IAEA project); and lithium-containing materials, which are considered as the candidate structural and functional materials for fusion reactors. In accordance with the Executive Agreement between NNC RK and ITER Organization, the following studies were carried out: the gamma-spectroscopy studies of the concrete samples after its neutron irradiation, determination of the content of the elements, which can make the main contribution to the radiation situation during decommissioning of the ITER reactor; reactor studies of optic-fiber temperature sensors based on fiber Bragg gratings and optic fibers with different coatings (polyamide, acrylic, copper and aluminum), which allowed to select the optimal material to use in ITER reactor.

О ТЕКУЩЕМ СОСТОЯНИИ РАЗРАБОТОК НОВОГО ТИПА БЕЗАВАРИЙНОГО (ТОЛЕРАНТНОГО) ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Карпюк Л.А., Новиков В.В., Кузнецов В.И., Орлов В.К., Скупов М.В., Кулаков Г.В., Глебов А.В. (АО «ВНИИНМ», Москва, Россия)

В большинстве ядерных реакторов типа ВВЭР используются традиционные твэлы с топливом на основе диоксида урана в оболочке из циркониевых сплавов, которые демонстрируют высокую работоспособность в нормальных условиях эксплуатации. Однако значительное выделение водорода при тяжелых авариях типа LOCA (Loss Of Coolant Accident – авария с потерей теплоносителя) за счет взаимодействия водяного пара с циркониевыми оболочками твэлов требует разработки нового типа твэла в рамках толерантного топлива (ATF – Accident Tolerant Fuel).

Для снижения риска возникновения пароциркониевой реакции можно применить как физический барьер, так и термодинамический. Физический барьер подразумевает исключение контакта воды с цирконием.

Это может быть достигнуто путем нанесения защитного покрытия на оболочку твэла, или более радикальный способ – замена цирконийсодержащего сплава на другой материал, инертный по отношению к воде в рассматриваемом диапазоне температур. Термодинамический барьер – исключение возможности начала реакции за счет снижения запасенного тепла внутри топливной таблетки. Одним из направлений решения данной задачи является увеличение теплопроводности используемого топлива, при низкой теплоемкости, высокой ураноемкости и стабильности под облучением (т.н. «холодное» топливо).

В АО «ВНИИНМ» начиная с 2017 года проводятся исследования по разработке технологии нанесения защитного покрытия на оболочку твэла. Кроме этого исследуется возможность использования сплава 42ХНМ и карбида кремния в качестве альтернативных материалов.

Также проводятся исследования по подбору топливных композиций для замены диоксида урана. Так как «холодное» топливо имеет большую плотность, ураноемкость и теплопроводность, то увеличивается время его нагрева до критической температуры. Температура на поверхности оболочки твэла может быть снижена более чем на 300 °С, и, следовательно, на столько же будет увеличен запас до начала пароциркониевой реакции.

С целью увеличения теплопроводности и понижения теплоемкости для уменьшения количества запасенного тепла в качестве толерантного топлива рассматриваются несколько вариантов ураноемкого «холодного» топлива: металлическое, дисилицид урана, а также нитрид урана. Повышение ураноемкости необходимо для улучшения технико-экономических показателей, чтобы компенсировать затраты на разработку новых видов топлива и для случая применения оболочек из стали, обладающих большим по сравнению с цирконием захватом тепловых нейтронов.

Проведен комплекс дореакторных и реакторные испытания разработанных материалов.

В 2021 году в активную зону реактора были загружены три комбинированные тепловыделяющие сборки конструкции ТВС-2М, каждая из которых содержит по 12 твэлов в инновационном исполнении. Шесть тепловыделяющих элементов изготовлены с применением в качестве конструкционного материала хром-никелевого сплава 42ХНМ и шесть твэлов – с оболочками из циркониевого сплава с хромовым покрытием.

ON THE CURRENT STATE OF DEVELOPMENT OF A NEW TYPE OF ACCIDENT-FREE (TOLERANT) NUCLEAR FUEL

Karpyuk, L.A.; Novikov, V.V.; Kuznetsov, V.I.; Orlov, V.K.; Skupov, M.V.; Kulakov, G.V.; Glebov, A.V. (VNIINM JSC, Moscow, Russia)

Most WWPR-type nuclear reactors use traditional uranium dioxide fuel rods in zirconium alloys, which exhibit high performance under normal operating conditions. However, a significant release of hydrogen during severe accidents such as LOCA (Loss of Coolant Accident) due to the interaction of water vapor with zirconium cladding of fuel rods requires the development of a new type of fuel rods within the framework of tolerant fuel (ATF – Accident Tolerant Fuel).

Both a physical barrier and a thermodynamic one can be used to reduce the risk of a vapor-zirconium reaction. The physical barrier implies the exclusion of contact of water with zirconium.

This can be achieved by applying a protective coating on the fuel rod cladding, or a more radical way – replacing the zirconium-containing alloy with another material that is inert with respect to water in the considered temperature range. Thermodynamic barrier – exclusion of the possibility of starting a reaction by reducing the stored heat inside the fuel pellet. One of the ways to solve this problem is to increase the thermal conductivity of the fuel used, with low heat capacity, high uranium capacity and stability under irradiation (the so-called "cold" fuel).

Since 2017, VNIINM JSC has been conducting research on the development of a technology for applying a protective coating to the fuel rod cladding. In addition, the possibility of using the 42KhNM alloy and silicon carbide as alternative materials is being studied.

Research is also underway to select fuel compositions to replace uranium dioxide. Since the "cold" fuel has a high density, uranium capacity and thermal conductivity, the time of its heating to the critical temperature increases. The temperature on the surface of the fuel rod cladding can be reduced by more than 300 °C, and, consequently, the margin before the start of the steam-zirconium reaction will be increased by the same amount.

In order to increase thermal conductivity and lower heat capacity to reduce the amount of stored heat, several options for uranium-intensive "cold" fuel are considered as tolerant fuel: metallic, uranium disilicide, and uranium nitride. The increase in uranium capacity is necessary to improve technical and economic performance to compensate for the cost of developing new fuel types and for the use of steel cladding, which has a higher thermal neutron capture than zirconium.

A complex of pre-reactor and reactor tests of the developed materials were carried out.

In 2021, three combined fuel assemblies of the TVS-2M design were loaded into the reactor core, each of which contains 12 innovative fuel rods. Six fuel elements are made using chromium-nickel alloy 42KhNM as a structural material and six fuel rods are made with claddings made of zirconium alloy with a chromium coating.

ПРЕИМУЩЕСТВА ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ПО КРИТЕРИЮ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ

Иванов В.К., Адамов Е.О., Лопаткин А.В. (АО «Прорыв», Москва, Россия)

Современная концепция развития ядерной энергетики (ЯЭ) в России основана на использовании реакторов на тепловых и быстрых нейтронах, работающих в замкнутом ядерном топливном цикле. Новые технологии обеспечивают ядерную безопасность и радиологическую защиту нынешнего и будущих поколений людей и окружающей среды на основе

реализации принципов естественной безопасности и радиологически эквивалентного, по отношению к природному урановому сырью, окончательного захоронения радиоактивных отходов. При этом суммарная опасность для здоровья человека захораниваемых РАО не должна превышать опасности потребленного ЯЭ природного урана (Uпр).

По расчетам, в этом столетии ЯЭ России потребует $541{,}7\times10^3$ т Uпр., а $7{,}523\times10^3$ т долгоживущих высокоактивных РАО будет накоплено. Эффективные дозы от РАО и Uпр будут равны (радиационная эквивалентность) через 287 лет хранения РАО, в то время как радиационные риски от РАО и Uпр будут равны (радиологическая эквивалентность) через 99 лет. При этом радионуклидами, имеющими максимальный вклад в величину радиологического риска потенциальной радиационно-обусловленной онкозаболеваемости (вклад более 30 %), являются Am-241 и Pu-238.

Анализ выхода РАО только от тепловых реакторов показывает, что радиологическая эквивалентность в этом случае достигается только через 20 тыс. лет. В этом случае в течение первых 3 тыс. лет радиологические риски обусловлены, прежде всего, радионуклидом Am-241; далее, примерно до 10 тыс. лет – Pu-240, а затем – Pu-239.

В стратегии развития двухкомпонентной ЯЭ с прогнозным периодом до 2100 г. предполагается одновременное использование тепловых и быстрых реакторов. При этом окончательное решение проблемы РАО требует оценки их радиологической опасности на основе использования современных международных моделей «доза-эффект» и с учетом возможной вариации радионуклидного состава РАО.

ADVANTAGES OF A TWO-COMPONENT NUCLEAR ENERGY SYSTEM ACCORDING TO THE CRITERION OF RADIOLOGICAL PROTECTION

Ivanov, V.K.; Adamov, E.O.; Lopatkin, A.V. (JSC “Proryv”, Moscow, Russia)

The modern concept of the development of nuclear energy system (NES) in Russia is based on the use of thermal and fast neutron reactors operating in a closed nuclear fuel cycle. New technologies provide nuclear safety and radiological protection for present and future generations of people and the environment. These technologies are based on the implementation of the principles of natural safety and the radiologically equivalent, with respect to natural uranium (NU), final disposal of radioactive waste (RAW). The total radiological hazard to human health from disposed RW should not exceed the radiological hazard from NU consumed by NES.

As calculated, in this century Russian NES will need 541.7×10^3 tons of NU, and $7{,}523\times10^3$ tons of the long-lived high-active RW will be accumulated. The effective doses from RW and NU will be equal in 287 years of RW storage (radiation equivalency), while radiation risks from RW and NU will be equal in 99 years (radiological equivalency). The radionuclides that have the maximum contribution to the radiological risk of potential radiation-induced cancer (contribution of more than 30%) are ^{241}Am and ^{238}Pu.

Analysis of the RW yield only from thermal neutron reactors shows that radiological equivalence in this case is achieved only after 20 thousand years. During the first 3 thousand years, radiological risks are caused, first of all, by the radionuclide ^{241}Am; further, up to about 10 thousand years, the risks are caused by ^{240}Pu plutonium, and then – ^{239}Pu.

The development strategy for two-component NES with a forecast period of up to 2100 involves the simultaneous use of thermal and fast reactors. The final solution of the RW problem requires an assessment of their radiological hazard based on the use of modern international dose-effect models and taking into account possible variations in the radionuclide composition of RW.

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ СОЗДАНИЯ ИННОВАЦИОННОЙ РУ РИТМ-200Н ДЛЯ АСММ

Петрунин В.В., Фатеев С.А., Шешина Н.В.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)

Научный, инженерный и производственный потенциал, созданный в нашей стране в области атомного судостроения, имеет исключительную ценность и является фундаментальным базисом для развития приоритетного бизнес-направления Госкорпорации «Росатом» – атомных станций малой мощности (АСММ), которые обеспечат эффективное решение назревших проблем энергообеспечения и жизнедеятельности удаленных районов как в России, так и за рубежом.

В атомных судовых технологиях сформировался особый облик реакторных установок, характерными чертами которых стали предельная компактность, повышенная надежность и живучесть.

Энергоисточники малой мощности предполагают размещение атомной энергетической установки на суше и на несамоходных плавучих средствах.

На основе опыта создания и совершенствования судовых и корабельных реакторов в АО «ОКБМ Африкантов» разработан ряд проектов инновационных реакторных установок (РУ) для автономных атомных энергоисточников малой мощности в диапазоне от 6 до 55 МВт$_э$: АБВ-6Э, КЛТ-40С, РИТМ-200, РИТМ-200Н, РИТМ-200М, РИТМ-400.

Плавучие атомные станции – мощный фактор стабильности развития регионов, не охваченных единой энергетической системой. Развитием данного направления работ является проект оптимизированного плавучего энергоблока с РУ РИТМ-200М.

Процесс создания новых РУ для АСМСМ сопровождается разработкой и реализацией инновационных технических решений и подходов, направленных на повышение технико-экономических показателей и безопасности станции.

К числу наиболее проработанных для реализации в ближайшей перспективе реакторов средней мощности относятся блочно-модульные реакторные установки типа ВБЭР.

При создании активных зон РУ АСММ широко используется опыт и результаты эксплуатации активных зон действующих атомных ледоколов, для которых за последние двадцать лет достигнут и подтвержден высокий уровень надежности, радиационно-экологической безопасности и экономичности.

Создание перспективных РУ малой и средней мощности требует нового подхода к расчетному обоснованию проектов, внедрения современных средств цифровизации, комплексных систем компьютерного проектирования, расчетного анализа и обоснования и подготовки производства. С этой целью в АО «ОКБМ Африкантов» разработана технология суперкомпьютерного двойника ЯЭУ различного назначения.

Анализ конкурентоспособности АСММ с различными источниками генерации аналогичной мощности (углеводородное топливо, солнечная и ветровая энергетика, энергия приливов) показывает, что для уверенного вхождения на рынок малых мощностей для АСММ должен быть обеспечен целевой LCOE не выше 90 $/МВт·ч при ставке дисконтирования 7 %.

Разработанный мощностной ряд РУ позволяет на базе унифицированных проектов создавать атомные станции для широкого круга потребителей как внутри России, так и за рубежом, а маркетинговые исследования рынка показывают большую востребованность данного типа энергоисточников.

SCIENTIFIC AND TECHNICAL ASPECTS OF THE INNOVATIVE RITM-200N REACTOR PLANT FOR SMALL NPPs

Petrunin, V.V.; Fateev, S.A.; Sheshina, N.V.
(Afrikantov OKBM JSC, Nizhny Novgorod, Russia)

The scientific, engineering and production capability that has been developed in our country in the field of nuclear shipbuilding is of exceptional value and it is the fundamental basis for the development of SC ROSATOM's priority business area - Small Nuclear Power Plants, which will provide effective solutions to the urgent problems of power supply and life support in remote regions both in Russia and abroad.

Nuclear marine technologies have developed a special concept of reactor plants characterized by extreme compactness, increased reliability, and survivability.

The small-sized energy sources imply that a nuclear power generating facility can be land-based and based on board a non-self-propelled floating craft.

Based on the experience in creating and improving marine and naval reactor plants, the Afrikantov OKBM JSC has developed a number of designs of innovative reactor plants (RP) for independent small- and medium-sized nuclear energy sources in the range of 6 to 55 MW(e): ABV-6E, KLT-40S, RITM-200, RITM-200N, RITM-200M, and РИТМ-400.

Floating nuclear power plants constitute a powerful factor of stability in development of regions not covered by the unified energy system. Design of the optimized floating power unit with RITM-200M RP is development of this focal area.

The process of creating new RPs for small and medium NPPs comes along with developing and implementing innovative engineering solutions and approaches aimed at enhancing technical and economic performance and safety of the plant.

Among the most advanced medium-power reactors for implementation in the near future are modular reactor units of the VBER type.

The experience and operation results of the reactor cores being part of the operating nuclear icebreakers is widely used in the process of SNPP reactor core development. During the last twenty years, their high level of reliability, radiation and environmental safety and economic efficiency have been achieved and confirmed.

Development of advanced small- and medium-sized RPs needs a new approach to the design analytical validation, introduction of modern means of digitization, complex systems of computer designing, the design analysis and production process substantiation and preparation. For this purpose Afrikantov OKBM JSC has developed the technology of supercomputer digital twin of a nuclear power generating facility for various purposes.

The analysis of SNPP competitiveness in comparison with different power sources generating similar power (hydrocarbon fuel, solar and wind power, tidal power) has shown that to enter the market of SNPPs confidently, the target LCOE not higher than $90/MW h at the discount rate of 7% shall be provided.

The developed power range of RPs makes it possible to develop nuclear power plants based on unified designs for a wide range of consumers both in Russia and abroad, and market research shows a greater demand for this type of power sources.

МБИР – ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ИННОВАЦИОННЫХ ПРОЕКТОВ

Третьяков И.Т. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Клинов Д.А. (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, Россия)

В настоящее время на площадке АО «ГНЦ НИИАР» сооружается исследовательская ядерная установка с многоцелевым исследовательским реактором на быстрых нейтронах (МБИР) с натриевым теплоносителем.

В сообщении представлены основные задачи МБИР, его техническая характеристика и 3D-изображения. Особое место уделено параметрическому описанию экспериментальных возможностей реактора. Приведены сравнительные параметры реактора МБИР с имеющимися данными проектируемого американского реактора VTR, показаны преимущества МБИР.

Приведены также информация о Международном центре исследований на базе реактора МБИР (МЦИ МБИР) и актуальные фотографические виды на строительную площадку.

В завершении сообщения представлен график сооружения ИЯУ МБИР, его конкурентные преимущества.

MBIR, A RESEARCH REACTOR FOR JUSTIFICATION OF INNOVATIVE DESIGNS

Tretyakov, I.T. (NIKIET JSC, Moscow, Russia);
Klinov, D.A. (JSC "SSC RF - IPPE", Obninsk, Russia)

A nuclear research facility with a multipurpose sodium-cooled fast-neutron research reactor (MBIR) is currently under construction at the site of RIAR JSC.

The report presents the key objectives, technical characteristics and 3D images of the MBIR reactor. Special emphasis is placed on the parametric description of the reactor's experimental capabilities. The comparative parameters of the MBIR reactor are presented against the available data of the U.S. VTR reactor under design, and the MBIR advantages are shown.

Information is also presented on the MBIR-based International Research Center (MBIR IRC), and recent photographic views of the construction site are provided.

The report is concluded by the MBIR research reactor construction schedule and the reactor's competitive advantages.

ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ОБЛИК РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ ЖИДКОСОЛЕВЫМ РЕАКТОРОМ

Горячих А.В., Зайко И.В., Клименко Д.С., Ларионов И.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А., Романова Н.В. , Третьяков И.Т., Лопаткин А.В.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Разработка реакторной установки (РУ) с исследовательским жидкосолевым реактором (ИЖСР) ведется в рамках Комплексной программы «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года и демонстрация ключевых технологических решений по реактору с циркулирующим топливом на основе расплава фторидов металлов для трансмутации долгоживущих актинидов».

В 2021–2022 гг. в составе эскизного проекта разработан реактор, контура теплоотвода (в том числе аварийного), оборудование контуров теплоотвода.

Основные технические характеристики РУ:

- тепловая мощность 10 МВт;
- топливная соль 73LiF-27BeF_2+(PuF_3+AnF_m);
- расход в топливном контуре 141,6 кг/с;
- температура на входе в реактор 664 °С;
- температура на выходе из реактора 700 °С;
- кандидатные конструкционные материалы оборудования РУ – хром-никелевые сплавы.

В эскизном проекте выполнены необходимые расчетные обоснования принципиальных решений РУ ИЖСР, оптимизированы параметры установки, полученные на этапе технического предложения. Общий объем контура уменьшился на 15%, удельное энерговыделение в соли топливного контура соответственно увеличилось на 15%, при этом объем активной зоны был увеличен на 45 %.

Полученные результаты позволяют продолжить намеченные Программой НИОКР и дорожной картой проекта работы.

ENGINEERING AND PHYSICAL CONCEPT OF A REACTOR FACILITY WITH A MOLTEN SALT RESEARCH REACTOR

Goryachikh, A.V.; Zayko, I.V.; Klimenko, D.S.; Larionov, I.A.; Semchenkov, A.A.; Ognerubov, D.A.; Romanova, N.V.; Tretyakov, I.T.; Lopatkin A.V.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The reactor facility with a molten salt research reactor (MSRR) is developed as part of the Integrated Program for the Development of Equipment, Technologies and Research in the Field of Using Atomic Energy in the Russian Federation for the Period up to the Year 2024 and Demonstration of the Key Process Solutions for the Reactor with Circulating Fuel based on Molten Metal Fluorides for Transmutation of Long-Lived Actinides.

In 2021-2022, the reactor, the heat removal circuits (including the emergency one) and the heat removal circuit components were developed as part of the conceptual design.

The key technical characteristics of the reactor facility are as follows:

- thermal power – 10 MW;
- fuel salt – 73LiF-27BeF_2+(PuF_3+AnF_m);
- flow rate in the fuel circuit – 141.6 kg/s;
- core inlet temperature – 664 °C;
- core outlet temperature – 700 °C;
- candidate structural materials – chromium-nickel alloys.

In the conceptual design, the necessary computational justifications of the main design solutions of the MSRR were performed, the reactor facility parameters obtained at the stage of technical proposal were optimized. The total volume of the circuit decreased by 15%, the specific power density in the fuel circuit salt increased by 15%, respectively, while the volume of the core was increased by 45%.

The obtained results make it possible to go on with the activities outlined by the R&D Program and the Project Roadmap.

СЕКЦИЯ 1
ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ (ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ, ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ, ЖИДКОСОЛЕВЫЕ И Т. Д.)

SECTION 1
INNOVATIVE DESIGNS OF NUCLEAR FACILITIES FOR VARIOUS APPLICATIONS (POWER, RESEARCH, MOLTEN SALT, ETC.)

ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО УПРАВЛЕНИЮ РЕСУРСНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ ГРАФИТОВЫХ КЛАДОК ЭНЕРГОБЛОКОВ ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС

Караваев И.М., Лаврёнов В.С., Соколовский А.А., Мочёнов Д.М.
(Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Ленинградская АЭС», Сосновый Бор, Россия)

За время эксплуатации реакторов РБМК-1000, в том числе в период продленного до 45 лет срока эксплуатации, под действием нейтронного облучения при работе реактора на мощности наблюдается формоизменение графитовых блоков, что приводит к искривлению графитовых колонн с установленными в них технологическими каналами (ТК) и рабочими каналами системы управления и защиты (РК СУЗ), а также вызывает уменьшение зазора между графитовыми колоннами внешнего ряда кладки и металлоконструкциями реактора. Степень отклонения колонны от вертикальности (так называемая стрела прогиба) и величина зазора между графитовой кладкой и металлоконструкцией «КЖ» (так называемый зазор КЖ-ГК) являются ресурсными характеристиками, влияющими на работоспособность реактора.

В 2013–2023 гг. разработаны технологии выполнения работ по восстановлению ресурсных характеристик (ВРХ), восстановлению зазора КЖ-ГК, предусматривающие:

- продольную резку графитовых блоков в соответствии с разрабатываемой схемой резки, что обеспечивает уменьшение стрелы прогиба до требуемых значений;
- силовое воздействие (натяжение) на отдельные графитовые колонны при недостаточной эффективности продольной резки для уменьшения стрелы прогиба;
- срезку углов графитовых блоков, что обеспечивает увеличение зазора КЖ-ГК до требуемых значений.

Работы по УРХ ГК РУ, в том числе подготовительные и заключительные этапы, лежат на «критическом пути» ППР энергоблока, поэтому особое внимание уделяется сокращению затрат времени, оптимизации порядка выполнения совмещенных работ на реакторной установке.

Ход развития и совершенствования технологии можно разделить на этапы:

1) первичная реализация (эффективность 1,85 ячеек в сутки);

2) внедрение КМУ, модернизация оснастки (2,8–3,0 ячеек в сутки);

3) внедрение рядной резки, повторного реза (3,2–3,5 ячеек в сутки);

4) оптимизация планирования резки и совмещения работ (4,8–5,0 ячеек в сутки).

В период продленного до 50 лет срока эксплуатации предстоит решить вопросы, связанные:

- с необходимостью резки «длинных» рядов с РК СУЗ;
- наложением на ВРХ работ по диагностике и/или замене РК СУЗ;
- высвобождением мест в БВК/ШТК для размещения демонтируемых в ходе ВРХ ТК и РК СУЗ;
- определением необходимости (либо отсутствия необходимости) и объемов повторного восстановления ТСТ;
- компенсации удаления замедлителя (графита) из активной зоны;
- дальнейшего совершенствования систем и оборудования ВРХ, технологии.

GRAPHITE STACK RESOURCE MANAGEMENT WORKS AT LENINGRAD NPP

Karavaev, I.M.; Lavrenov, V.S.; Sokolovskiy, A.A.; Mochyonov, D.M.
(Leningrad NPP, Sosnovy Bor, Russia)

During the RBMK-1000 reactors operating, including 45-years extended lifetime period, the neutron-induced graphite reshaping is observed. Graphite reshaping leads to curving of graphite columns, fuel channels and control channels, but also reducing the gap between graphite stack and reactor vessel. Value of the curvature of graphite column («bend vector») and size of the gap between graphite stack and reactor vessel's «KZh»-structure («KZh-graphite gap») are the resource characteristics, which affects the reactor performance.

From 2013 to 2023 the graphite stack resource recovering technology and the KZh-graphite gap recovering technology has been developed. These technologies provides:

- longitudinal cutting of the graphite blocks according to cutting scheme to reduce the bend vector;
- tensioning of the specifically defined graphite columns (in local cases of insufficient effectiveness of longitudinal cutting);
- trimming the corners of graphite blocks to increase the KZh-graphite gap.

Graphite stack resource management works, including the preparatory and final stages, lies on a critical path of planned maintenance of power unit. So special attention is paid to reducing the time and to optimization of organization of combining works at reactor.

The evolution of technology can be divided into following stages:

1) initial implementation (efficiency was 1,85 cells per day);
2) introducing of crane-manipulator, modernization of tooling and equipment (2,8–3,0 cells per day);
3) introducing of row-cutting scheme, double-cutting (3,2-3,5 cells per day);
4) optimization of approach for cutting scheme developing and management of combining works (4,8–5,0 cells per day).

There are few issues to be resolved during 50-years extended lifetime period of reactors:

- need for cutting the "long" rows with control channels;
- combining of graphite stack resource management works and planned control channels diagnosis/replace works;
- emptying storage pools to accommodate dismantled fuel channels and control channels;
- determination of necessity (or non-necessity) and amount of work for second restoration of standpipes telescope joints;
- compensation of removing the graphite moderator from reactor core;
- further modernization of tooling and equipment and improvement of the technology.

ОЦЕНКА ПРЕДЕЛЬНОЙ МАССЫ УДАЛЕННОГО ГРАФИТА ПРИ ПОЭТАПНОМ ПРОВЕДЕНИИ РАБОТ ПО УПРАВЛЕНИЮ РЕСУРСНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ РБМК-1000

Плеханов Р.В., Дружинин В.Е., Прохоров И.А., Лысов Д.А., Немиров А.С.
(АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия)

В докладе описывается комплекс исследований, выполненных для оценки и обоснования предельной массы удаляемого графита при выполнении работ по управлению ресурсными характеристиками реакторов РБМК. Под предельным значением массы удаляемого графита

понимается максимальная масса графита, которую можно удалить на этапах работ по управлению ресурсными характеристиками из активных зон реакторов без нарушения эксплуатационных пределов нейтронно-физических характеристик (НФХ) при эксплуатации энергоблоков в течение 45 лет.

Обоснование предельной массы выполнено на основе расчетного детального моделирования работы реакторов для реалистичных сценариев эксплуатации энергоблоков № 3 и 4 Ленинградской АЭС. Основное внимание при проведении оценок уделено тенденциям изменения парового коэффициента реактивности в прогнозных состояниях реакторов в процессе моделирования их работы.

При оценке предельной массы удаляемого графита выполнен анализ ее неопределенности.

Приводятся результаты измерений, подтверждающие правильность расчетных прогнозных оценок НФХ и предельной массы удаляемого графита. Показано, что с учетом рассмотренных в работе сценариев до момента планового останова для вывода из эксплуатации (до 45 лет) ядерная безопасность реакторов энергоблоков № 3 и 4 Ленинградской АЭС обеспечивается.

ESTIMATION OF THE MAXIMUM MASS OF REMOVED GRAPHITE DURING STAGED WORK TO MANAGE THE RESOURCE CHARACTERISTICS OF RBMK-1000

Plekhanov, R.V.; Druzhinin, V.E.; Prokhorov, I.A.; Lysov, D.A.; Nemirov, A.S.
(JSC "VNIIAES", Moscow, Russia)

The presentation describes the set of research that was done for the estimation and justification of the limit amount of mass of removed graphite while performing the works on the control of resources' characteristics on RBMK reactors. The limit amount of mass of removed graphite is defined as the maximum mass of graphite that can be removed from the active zone while performing the works mentioned above without the violation of operational limits of neutron-physical characteristics of power plants operating for 45 years.

The justification of the limit amount of mass is based on calculated detailed reactors' operation modeling of realistic scenarios for the 3rd and 4th units of Leningrad Nuclear Power Plant. The main attention is focused on tendencies of changing of the void coefficient of reactivity in predictive reactor states while modeling plants' operation.

Along with the estimation of the limit mass of removed graphite, its uncertainty analysis was done as well.

The results of measurements that prove the correctness of calculated predictive neutron-physical characteristics and the removed graphite's mass estimations are presented. It is shown that in case of scenarios considered in the present work (up to planned shutdown after 45 years of operating) the nuclear safety of 3rd and 4th units of Leningrad Nuclear Power Plant is ensured.

РЕЗУЛЬТАТЫ АПРОБАЦИИ МОДЕЛИ ДЛЯ ВЫЧИСЛЕНИЯ КАРТОГРАММ ПРОГИБОВ ТОПЛИВНЫХ И СПЕЦИАЛЬНЫХ КАНАЛОВ В СОСТАВЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА РБМК-1000

Симанович В.А., Юрин А.Н. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

На этапе сверхпроектного срока эксплуатации реакторов РБМК-1000 наблюдается интенсивный рост прогибов топливных каналов (ТК) и каналов СУЗ (КСУЗ) в составе активной зоны, обусловленный деформированием графитовой кладки в следствие формоизменения

и растрескивания графитовых блоков. Для управления ресурсными характеристиками активной зоны РБМК используется метод резки графитовых блоков, в ходе реализации которой снижается искривление графитовых ячеек, и, как следствие, уменьшаются прогибы размещенных внутри них каналов.

Моделирование деформационных процессов графитовой кладки реактора РБМК-1000 вследствие формоизменения и растрескивания графитовых блоков является важной составляющей в ходе работ по управлению ресурсными характеристиками.

Численное моделирование растрескивания графита и последующая оценка прогибов ТК и КСУЗ направлены на оптимизацию резки графитовой кладки за счет обоснованного выбора количества и схемы расположения ячеек под резку, а также на расчетное обоснование периодичности проведения ремонтов.

В АО «НИКИЭТ» расчетными исследованиями деформированного состояния графитовой кладки, включая прогнозирование прогибов каналов, на регулярной основе занимаются с 2016 года. В период с 2019 по 2023 года была разработана модель для расчета и прогнозирования прогибов ТК и КСУЗ в составе активной зоны РБМК-1000.

В докладе приведены результаты апробации модели для получения картограмм прогибов на примере энергоблоков № 2 Курской и № 1 Смоленской АЭС. Выполнено сопоставление результатов расчета с фактическими результатами измерений, полученных в ходе внутриреакторного контроля графитовой кладки. Сформулированы выводы о возможности применения модели для энергоблоков РБМК-1000 на завершающем этапе эксплуатации.

RESULTS OF EVALUATING THE MODEL FOR CALCULATING DEFLECTION MAPS FOR FUEL AND SPECIAL CHANNELS COMPRISING THE RBMK-1000 CORE

Simanovich, V.A.; Yurin, A.N. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

At the stage of beyond-design life of the RBMK-1000 reactors, rapid increase in deflection of fuel channels (FC) and CPS channels (CPSC) in the core is observed due to graphite stack deformation as a consequence of distortion and cracking of graphite blocks. To manage the endurance of the RBMK core, the method of cutting graphite blocks is used, during which the curvature of the graphite cells is reduced, and, as a result, the deflection of the channels located inside them is also reduced.

Simulation of deformation processes in the RBMK-1000 graphite stack due to distortion and cracking of graphite blocks is an important component of the endurance management activities.

Numerical simulation of graphite cracking and the subsequent assessment of FC and CPSC deflection are aimed at optimizing the graphite stack cutting by means of well-reasoned choice of the number and arrangement of cells for cutting, as well as the calculation justification for the frequency of repairs.

Since 2016, NIKIET JSC has been conducting on-going calculation studies of graphite stack deformed state including channel deflection prediction. From 2019 to 2023, a model was developed for calculating and predicting deflection of the FCs and CPSCs comprising the RBMK-1000 core.

The paper presents the results of evaluation of the model for obtaining maps of deflections on the example of unit 2 of the Kursk NPP and unit 1 of the Smolensk NPP. The calculation results are compared with the actual measurement results obtained during the in-reactor monitoring of the graphite stack. Conclusions are drawn on the possibility of using the model for RBMK-1000 units at the final stage of operation.

РАЗРАБОТКА И ВНЕДРЕНИЕ СОАИ ДЛЯ ЭНЕРГОБЛОКОВ С РЕАКТОРАМИ РБМК

Василевский В.П., Новиков А.В., Посашков Д.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

1) Авария 28.03.1979 на АЭС TMI-2 в США с расплавлением части топлива.
2) Новый методический подход специалистов США к аварийным инструкциям на АЭС.
3) Авария 26.04.1986 на Чернобыльской АЭС с разрушением реактора.
4) Создание в 1993 г. международной группы ЭРГ-3 по разработке СОАИ для энергоблоков с реакторами РБМК (США, Россия, Украина, Литва).
5) Действующие событийные АИ в мировой атомной энергетике, методическое отличие СОАИ.
6) Работа ЭРГ-3 в 1993–2009 гг. и ее результаты.
7) Барьеры безопасности, КФБ, параметры КФБ, перечень СОАИ и ПП.
8) Целостность барьеров безопасности путем поддержания КФБ по СОАИ обеспечивает безопасность энергоблока в аварийных ситуациях.
9) Типовые блок-схемы СОАИ для энергоблока с РБМК.
10) Работа с персоналом при внедрении СОАИ.
11) Инструкция пользователя СОАИ и ПП на каждом энергоблоке.
12) Стратегия управления технологическим процессом при нарушениях нормальной эксплуатации энергоблока с РБМК.
13) Схема управления с указанием области применения эксплуатационных документов верхнего уровня.

DEVELOPMENT AND IMPLEMENTATION OF SYMPTOM-BASED EMERGENCY OPERATING PROCEDURES FOR UNITS WITH RBMK REACTORS

Vasilevskiy, V.P.; Novikov, A.V.; Posashkov D.A. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

1) The 28.03.1979 accident at the TMI-2 NPP in the United States with part of the fuel melted.
2) A new methodological approach of U.S. experts to emergency procedures at NPPs.
3) The 26.04.1986 accident at the Chernobyl NPP with the destruction of the reactor.
4) The creation in 1993 of an international ERG-3 group to develop symptom-based emergency operating procedures for units with RBMK reactors (USA, Russia, Ukraine, Lithuania).
5) Current event-based emergency operating procedures in the world nuclear power industry, methodological difference of symptom-based emergency operating procedures.
6) The work of ERG-3 in 1993-2009 and its results.
7) Safety barriers, critical safety functions, parameters of critical safety functions, list of symptom-based emergency operating procedures and support procedures.
8) Integrity of safety barriers by maintaining critical safety functions in accordance with symptom-based emergency operating procedures ensures the unit safety in emergency situations.
9) Typical block diagrams of symptom-based emergency operating procedures for a unit with RBMK.
10) Work with personnel during implementation of symptom-based emergency operating procedures.
11) Instructions for symptom-based emergency operating procedure and support procedure users at each unit.
12) Strategy for process control in case of abnormal operation of the unit with RBMK.
13) Control diagram with specification of the scope of top-level operational documents.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЯЖЕЛОЙ СТАДИИ АВАРИИ С ПОЛНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ НА РБМК

Бабайцев В.Н., Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А.
(НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, Россия)

В настоящее время имеется устоявшееся представление, что авария с полным обесточиванием включает в себя все другие запроектные аварии, которые могут приводить к тяжелым последствиям, за исключением аварий реактивностного характера. Последние зачастую должны быть исключены на стадии проекта, так как средства управления такими авариями практически отсутствуют из-за скоротечности их развития. Ниже рассматривается развитие аварии на тяжелой стадии при отсутствии каких-либо действий по ослаблению ее последствий. На основании этого анализа формируются возможные меры по ослаблению последствий аварии.

Данная работа посвящена моделированию тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием на РБМК. Аварию рассматривают с использованием трехмерной программы STEPAN-T, в которой реактор описывается в трехмерной полномасштабной геометрии, включая окружающие реактор металлоконструкции, и решаются следующие задачи:

- рассчитываются температуры в активной зоне и окружающих реактор конструкциях;
- прогнозируется изменения конфигурации расположения топлива и поглотителей при разогреве;
- определяется изменение подкритичности за счет изменения температур и упомянутых конфигураций, и оценивается возможность возникновения повторной критичности;
- определяется объемы сгенерировавшегося водорода, так как водород (также как повторная критичность) способен приводить к взрывам, что может существенно изменить ход аварии;
- оценивается выход радиоактивных веществ из топлива с учетом рассчитанных температур и прогнозируемых конструктивных изменений, что необходимо для оценки радиационных последствий аварии.

Приведены данные, полученные при помощи программы *KLADKA-2*, в которой активная зона описывается с максимальной детализацией. Приводятся зависимости температур в активной зоне и окружающих металлоконструкциях. Показаны количественные оценки сгенерированного в ходе аварии водорода. Обсуждаются возможность возникновения повторной критичности и выход радиоактивных веществ в ходе аварии. Указаны возможные меры по ослаблению последствий аварии.

THE SEVERE STAGE OF BLACKOUT ON THE RBMK SIMULATION

Babaitsev, V.N.; Krayushkin, A.V.; Smirnova, A.K.; Tupotilov I.A.
(NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia)

Currently, there is a well-established view that blackout includes all other beyond design basis accidents that can lead to severe consequences, with the exception of accidents of a reactive nature. The latter often need to be excluded at the design stage, since there are practically no means of managing such accidents due to the transience of their development. Below we consider the development of an accident at a severe stage in the absence of any actions to mitigate its consequences. Based on this analysis, possible measures to mitigate the consequences of the accident are formed.

This work is devoted to modeling the severe stage of an accident with the blackout at the RBMK. The accident is considered using the *STEPAN-T* 3Dcode, in which the reactor is described

in 3D full-scale geometry, including the metal structures surrounding the reactor, and the following tasks are solved:

- temperatures in the core and structures surrounding the reactor are calculated;
- predicted changes in the configuration of the location of the fuel and absorbers during heating;
- the change in subcriticality due to changes in temperatures and the mentioned configurations is determined, and the possibility of re-criticality is assessed;
- volumes of generated hydrogen are determined, since hydrogen (as well as repeated criticality) can lead to explosions, which can significantly change the course of an accident;
- taking into account the calculated temperatures and predicted structural changes, the release of radioactive substances from the fuel is estimated, which is necessary to assess the radiation consequences of the accident.

Data obtained using the *KLADKA-2* code are presented, in which the core is described with maximum detail. Dependences of temperatures in the core and surrounding metal structures are given. Quantitative estimates of hydrogen generated during the accident are shown. The possibility of re-criticality and the release of radioactive gases during the accident are discussed. Possible measures to mitigate the consequences of the accident are given.

КОНТРОЛЬ ТЕПЛОВЫХ ПЕРЕМЕЩЕНИЙ ТРУБОПРОВОДОВ ПРИ ПОМОЩИ СИСТЕМЫ КОМПЬЮТЕРНОГО ЗРЕНИЯ

Матвеев Е.Л., Матвеев А.Л., Черкасова М.С., Мишенин А.Ю.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Вследствие воздействия силовых и кинематических факторов, таких как температура, давление, весовая нагрузка и т.п., на элементы трубопроводов и оборудования в последних возникает напряженно-деформированное состояние, приводящее к перемещениям трубопроводов и оборудования.

Для оценки величины смещений трубопроводов и оборудования в процессе эксплуатации был разработан фрагмент системы, который в автоматическом режиме осуществляет измерение линейных перемещений контролируемого оборудования и трубопроводов и производит анализ полученных результатов с целью оценки технического состояния и циклической прочности контролируемого оборудования для управления ресурсными характеристиками объекта контроля.

Использование типовых индуктивных (штоковых), емкостных и тросиковых датчиков не всегда возможно, так как требует наличия предусмотренных рабочим проектом проходок, свободных кабельных каналов и других крепежных и монтажных конструкций для прокладки кабельных линий и установки датчиков и узлов крепления. Решение данной проблемы тесно связано с внедрением новых информационных технологий, таких как детектирование движения и распознавание образов с помощью систем компьютерного зрения.

Разработанный фрагмент системы выполняет измерения относительных линейных перемещений объектов контроля при помощи оптических первичных преобразователей на базе измерительных комплектов, состоящих из видеокамер, размещенных в местах, относительно которых происходит измерение, и «мишеней», монтируемых непосредственно в точках контроля оборудования и представляющих собой макет «шахматной доски».

Камеры принимают световой поток (изображение) от текущего отображения «мишеней» с контрастным рисунком. Изображения с камер передаются в вычислительный комплекс

фрагмента системы для обработки в программном обеспечении по специальным математическим алгоритмам и определения текущего местоположения «мишени» в пространстве с целью измерения линейных перемещений точек контроля в трех взаимно перпендикулярных направлениях.

Все вычисления по данному алгоритму проводятся автоматически с помощью программного обеспечения, которое реализовано с использованием библиотеки алгоритмов компьютерного зрения OpenCV.

Разработанное программное обеспечение также позволяет осуществлять в автоматизированном режиме калибровку видеокамеры перед началом эксплуатации или после ремонта системы и непрерывно в автоматическом режиме делать снимки «мишени» и анализировать их по специальным алгоритмам, а в случае превышения уставок выводить соответствующую информацию на монитор оператору в трех взаимно перпендикулярных направлениях.

Таким образом, разработанный фрагмент системы демонстрирует возможность создания автоматизированной системы, объединенной в единую сеть контроля перемещений, с работой в режиме реального времени, локализацией событий методом временной локации и ведением истории измерений.

MONITORING OF THERMAL DISPLACEMENT OF PIPELINES USING THE COMPUTER VISION SYSTEM

Matveyev, Ye.L.; Matveyev, A.L.; Cherkasova, M.S.; Mishenin A.Yu.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The influence of power and kinematic factors, such as temperature, coolant pressure, weight load, etc., on the elements of pipelines and equipment leads to a stressed-strain state of the latter, which causes displacement of pipelines and equipment.

To assess the displacement of the pipelines and equipment during operation, a part of the system was developed, which measures linear displacement of the monitored equipment and pipelines in an automated mode and analyzes the results obtained in order to assess technical condition and cyclic strength of the monitored equipment and pipelines to manage long-term performance of the monitored object.

The use of standard inductive (rod), capacitive and cable sensors is not always possible since it requires penetrations, free cable channels and other fastening and installation elements for laying cable lines and installing sensors and mounting points provided for in the detailed design. The solution to this problem is closely related to introduction of new information technologies such as motion detection and pattern recognition using computer vision systems.

The developed part of the system measures relative linear displacement of the monitored objects using optical primary transducers based on measuring sets consisting of video cameras installed in locations in relation to which the measurements are performed, and “targets” with chessboard pattern mounted directly in the equipment control points.

The cameras receive luminous flux (image) from “targets” with a contrast pattern. Images from the cameras are transmitted to the computer complex of this part of the system for processing using software containing special mathematical algorithms and determination of the current position of the “target” in space in order to measure linear displacement of control points in three mutually perpendicular directions.

All calculations based on this algorithm are carried out automatically by the software using the OpenCV library of computer vision algorithms.

The developed software also allows the operator to automatically calibrate the video camera before starting operation or after repairing the system, take pictures of the "target" in the continuous mode and analyze them based on special algorithms, and, in case of setpoint overshoot, display the corresponding information on the operator screen in three mutually perpendicular directions.

In summary, the developed part of the system demonstrates the feasibility of creating an automated system integrated into a unified thermal displacement monitoring network operating in real time and capable of performing event localization using the time location method and logging measurement history.

ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА ТОПЛИВА РБМК-1000 С ПОНИЖЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ЭРБИЯ

Алимов Ю.В., Кузнецов П.Б., Рождественский И.М., Слободчиков А.В., Давыдов В.К., Жирнов А.П., Лебедев С.С., Рождественский М.И.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В реакторах РБМК-1000 применяется уран-эрбиевое топливо на основе регенерированного урана обогащением 2,8 % по изотопу ^{235}U с весовым содержанием эрбия 0,6 %. Освоена промышленная технология изготовления ТВС с уран-эрбиевым топливом, в котором обогащение топлива составляет от 2,5 до 3,2 %, массовое содержание эрбия – от 0,3 до 0,7 %.

Необходимым условием безопасной эксплуатации реакторов РБМК-1000 является поддержание парового коэффициента реактивности (ПКР) в установленном эксплуатационном диапазоне (0,3–0,8) $\beta_{эф}$.

В процессе длительной кампании реактора РБМК-1000 радиационные повреждения графита приводят к деформации графитовой кладки и искривлению топливных каналов. Ремонт графитовой кладки осуществляется путем продольной резки графитовых блоков. Резка и удаление части графита позволяет уменьшить искривление топливных каналов и восстановить их работоспособность. Уменьшение массы графита приводит к увеличению уран-графитового отношения и уменьшению ПКР.

Как показали результаты расчетных исследований и опыт эксплуатации энергоблока № 2 Курской АЭС, полная выгрузка дополнительных поглотителей (ДП) из активной зоны реактора РБМК-1000 может быть недостаточной для того, чтобы сохранить ПКР в эксплуатационном диапазоне в течение 45–50 лет эксплуатации реактора.

Снижение начального содержания эрбия в топливе позволяет увеличить ПКР и может компенсировать его снижение в результате ремонта кладки в процессе длительной кампании.

Выбор состава топлива с уменьшенным содержанием эрбия выполнен по результатам расчетных исследований с использованием аттестованных программных комплексов MCU-RBMK и SADCO. Расчеты выгорания и нуклидного состава топлива выполнены с использованием MCU-RBMK (модуль BURNUP). Рассмотрены различные варианты состава топлива на основе регенерированного урана с повышенным содержанием четных изотопов. Диапазон обогащения топлива по ^{235}U – (2,6–2,8) %, содержание эрбия – (0,3–0,6) %. Критериями выбора топлива стали изменение ПКР и мощность свежей ТВС. Из всех рассмотренных вариантов наиболее оптимальным оказалось топливо (2,7 % + 0,35 % Er).

Загрузка первой партии из 200 ТВС с топливом (2,7 % + 0,35 % Er) в реактор РБМК-1000 увеличивает паровой коэффициент реактивности примерно на 0,2 $\beta_{эф}$ и компенсирует уменьшение парового коэффициента реактивности в результате уменьшения массы графита, вызванного ремонтом примерно 180 графитовых колонн.

Перевод реакторов РБМК-1000 на полномасштабную загрузку ТВС (2,7 % + 0,35 % Er) обеспечивает поддержание нейтронно-физических характеристик в установленных эксплуатационных диапазонах, позволяет обеспечить загрузку более 30 ДП-Co для накопления коммерческого радионуклида ^{60}Co в условиях ремонта графитовой кладки и продления срока эксплуатации реакторов до 50 лет.

JUSTIFICATION OF SELECTING RBMK-1000 FUEL WITH REDUCED ERBIUM CONTENT

Alimov, Yu.V.; Kuznetsov, P.B.; Rozhdestvenskiy, I.M.; Slobodchikov, A.V.; Davydov, V.K.; Zhirnov, A.P.; Lebedev, S.S.; Rozhdestvenskiy, M.I.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The RBMK-1000 reactors use uranium-erbium fuel based on regenerated uranium with the ^{235}U enrichment of 2.8% and erbium weight content of 0.6%. An industrial technology has been mastered for the manufacture of uranium-erbium fuel assemblies with an enrichment of 2.5 to 3.2% and erbium weight content of 0.3 to 0.7%.

A necessary condition for the safe operation of the RBMK-1000 reactors is keeping the void coefficient of reactivity (VCR) within the established operational range of (0.3–0.8) β_{eff}.

During the long campaign of the RBMK-1000 reactor, radiation damage to graphite leads to deformation of the graphite stack and bending of the fuel channels. The graphite stack is repaired by longitudinal cutting of graphite blocks. Cutting and removing part of the graphite can reduce the curvature of the fuel channels and restore their performance. Reduced graphite mass leads to an increase in the uranium-graphite ratio and decrease in VCR.

The results of the computational studies and the experience of operating unit No. 2 of the Kursk NPP show that complete unloading of additional absorbers (AAs) from the RBMK-1000 core may not be sufficient to keep the VCR in the operational range for 45–50 years of reactor operation.

A decrease in the initial content of erbium in the fuel makes it possible to increase the VCR and can compensate for its decrease resulting from graphite stack repair during a long campaign.

The fuel composition with a reduced erbium content was selected based on the results of computational studies using the MCU-RBMK and SADCO certified bundled software. The burnup and nuclide composition of the fuel were calculated using the MCU-RBMK (BURNUP module). Several options of fuel composition based on regenerated uranium with a high even isotope content have been considered. The ^{235}U fuel enrichment range is (2.6–2.8)%, the erbium content is (0.3–0.6)%. The fuel selection criteria were the change in VCR and the power of fresh fuel assemblies. Of all the options considered, the (2.7% + 0.35% Er) fuel turned out to be the most optimal.

Loading the RBMK-1000 reactor with the first batch of 200 fuel assemblies with (2.7% + 0.35% Er) fuel increases the void coefficient of reactivity by about 0.2 β_{eff} and compensates for the decrease in the void coefficient of reactivity resulting from reduced graphite mass caused by the repair of about 180 graphite columns.

Conversion of the RBMK-1000 reactors to full-scale loading with (2.7% + 0.35% Er) fuel assemblies makes it possible to keep the neutronic characteristics in the established operational ranges, to load more than 30 Co AAs to accumulate the ^{60}Co commercial radionuclide under the graphite stack repair conditions, and to extend the lifetime of reactors to 50 years.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ И СИСТЕМ ОТДЕЛЬНЫХ ПОМЕЩЕНИЙ ЭНЕРГОБЛОКОВ № 1 И 2 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС

Бирюков А.Н., Жмакин А.В., Андреева Л.А., Ермошин Ф.Е., Якунин Д.М., Бакулин Д.В., Морозов Ф.Т., Сидоров Н.М., Петухов П.В.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

После 45 лет эксплуатации в энергетическом режиме, 21 декабря 2018 года и 10 ноября 2020 года энергоблоки № 1 и 2 Ленинградской АЭС были остановлены для эксплуатации в режиме без генерации электрической энергии и последующего вывода из эксплуатации (ВЭ).

В соответствии с принятой Концепцией вывода из эксплуатации блоков Ленинградской АЭС с РБМК-1000 (Концепция) принят вариант ВЭ – «ликвидация блока атомной станции» и способ его реализации – «немедленный демонтаж».

С 2020 года в АО «НИКИЭТ» ведется разработка проектной и обосновывающей безопасность документации на ВЭ отдельных помещений зданий 401А и 401Б энергоблоков № 1 и 2 Ленинградской АЭС. Работы по разработке документации на ВЭ АЭС с энергетическими уран-графитовыми реакторами типа РБМК-1000 проводятся впервые. В соответствии с требованиями Концепции, в разрабатываемой проектной документации предусмотрено выполнение работ в два этапа:

1) «Подготовка к ликвидации» (удаление эксплуатационных радиоактивных отходов (РАО), демонтаж незагрязненного и слабозагрязненного выведенного из эксплуатации оборудования, поставка и оснащение блоков оборудованием и системами по подготовке к демонтажу средне- и высокоактивного оборудования, обращению с образующимися РАО);
2) «Ликвидация» (демонтаж средне- и высокоактивного оборудования, приведение зданий, сооружений и территории промышленной площадки в радиационно-безопасное состояние).

В рамках работ 2020–2022 гг. разработана технология удаления эксплуатационных РАО, демонтажа незагрязненного и слабозагрязненного оборудования, дезактивации строительных конструкций, а также цепочки и участки обращения с оборудованием контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) и вспомогательных систем.

В 2023 году ведутся работы по разработке технологических решений основного этапа ВЭ – «Ликвидация», в рамках которого будет производится демонтаж систем и оборудования шахты реактора (графитовой кладки, металлоконструкций, засыпки и др.), КМПЦ и других реакторных систем. Разрабатываемые в рамках данного этапа технологические решения направлены на минимизацию воздействия негативных факторов на персонал за счет применения автоматизированных и дистанционно управляемых средств.

Кроме этого, для создания безопасного и современного технологического процесса ВЭ АЭС с РБМК-1000 в дополнение к выполненным работам потребуется разработка технологических решений по демонтажу графитовой кладки (с учетом выполненных работ по ее фрагментации в процессе эксплуатации энергоблоков), крупногабаритных высокоактивных металлоконструкций реактора, а также апробация этих решений в соответствии с требованиями п. 1.2.7 НП-001-15. Соответствующие мероприятия предусмотрены в программе НИОКР АО «Концерн Росэнергоатом, к задачам которых относятся: разработка технологии демонтажа, создание и испытания опытно-промышленного образца робототехнического комплекса для демонтажа графитовой кладки и металлоконструкций в пределах шахты реактора РБМК-1000.

DEVELOPMENT OF PROCESS SOLUTIONS FOR DECOMMISSIONING OF EQUIPMENT AND SYSTEMS OF INDIVIDUAL ROOMS OF UNITS 1 AND 2

Biryukov, A.N.; Zhmakin, A.V.; Andreeva, L.A.; Yermoshin, F.E.; Yakunin, D.M.; Bakulin, D.V.; Morozov, F.T.; Sidorov, N.M.; Petukhov, P.V.(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

After 45 years of operation in the power mode, on December 21, 2018 and November 10, 2020, units 1 and 2 of the Leningrad NPP were shut down to be operated in the mode without electric energy generation and to be eventually decommissioned.

In accordance with the adopted Concept of decommissioning of Leningrad NPP units with RBMK-1000s (the Concept), the adopted decommissioning option was "disposal of the nuclear power plant unit" and the method of its implementation – "immediate dismantling".

Since 2020, NIKIET JSC has been developing design and safety justification documentation for decommissioning of individual rooms of buildings 401A and 401B of the Leningrad NPP units 1 and 2. Works on the development of the documentation for NPP decommissioning with uranium-graphite power reactors of RBMK-1000 type are performed for the first time. In accordance with the requirements of the Concept, the developed design documentation provides for the performance of works in two stages:

3) "Preparation for disposal" (disposal of operational radioactive waste (RW), dismantling of uncontaminated and mildly contaminated decommissioned equipment, supply and equipping of units with equipment and systems for preparation for dismantling of medium and highly active equipment, handling of generated RW);
4) "Disposal" (dismantling of medium and highly active equipment, bringing buildings, structures and the territory of the site to a radsafe state).

As part of works in 2020–2022, a technology was developed for the disposal of operational RW, dismantling uncontaminated and mildly contaminated equipment, decontamination of building structures, as well as flows and areas of handling the equipment of the primary circuit and auxiliary systems.

In 2023, works are underway to develop process solutions for the main stage of decommissioning, "Disposal", within the framework of which the systems and equipment of the reactor cavity (graphite stack, metal structures, bed, etc.), the primary circuit and other reactor systems will be dismantled. The process solutions developed as part of this stage are aimed at minimizing the impact of negative factors on personnel using automated and remotely controlled means.

In addition, to create a safe and state-of-the-art process of decommissioning for an NPP with RBMK-1000, the development of process solutions for dismantling the graphite stack (taking into account the work performed on its fragmentation during the unit operation), large-sized highly active metal structures of the reactor will also be necessary, as well as testing these solutions in accordance with the requirements of paragraph 1.2.7 of NP-001-15. The corresponding measures are provided for in the R&D program of Rosenergoatom Concern JSC, the tasks of which include: development of the dismantling technology, creating and testing a commercial prototype of a robotic system for dismantling the graphite stack and metal structures within the reactor cavity of the RBMK-1000 reactor.

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ СИСТЕМ КОНТРОЛЯ ТЕЧИ НА ОСНОВЕ РАСЧЕТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ

Матвеев Е.Л., Матвеев А.Л., Тутукин А.В., Черкасова М.С., Мишенин А.Ю.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Одним из важных требований, предъявляемым к системам контроля течей (СКТ) является верификация программного средства (ПС), с помощью которого реализованы алгоритмы математической обработки результатов измерения физических величин с целью определения параметров течи.

Действующий порядок верификации программных средств предусматривает следующие способы верификации ПС:

– сравнение результатов ПС СКТ с результатами расчетно-аналитических тестов, полученных с помощью эталонных ПС;
– проведение натурных экспериментов и сравнение результатов ПС СКТ с экспериментальными данными. При этом проведение натурных экспериментов с течью теплоносителя в настоящий момент не представляется возможным.

По результатам успешного взаимодействия с экспертами ФБУ «НТЦ ЯРБ» (выдано 4 аттестационных паспорта на ПС СКТ) выяснились следующие особенности, которые необходимо учитывать в дальнейшем при аттестации ПС СКТ:

– на каждом энергоблоке в составе СКТ для контроля одной и той же физической величины могут использоваться различные измерительные каналы, которые могут быть установлены в различных местах контролируемых помещений АЭС и иметь различные точностные характеристики. Таким образом, при возникновении течи будет наблюдаться различная динамика контролируемых физических величин при одинаковом расходе течи;
– недостаточно использовать для обоснования только расчетно-аналитические тесты и результаты численного моделирования, так как реальные процессы на АЭС имеют особенности, обусловленные характерными условиями эксплуатации оборудования, которые невозможно полностью учесть при моделировании: фактическая затесненность помещений контроля, направление и интенсивность движения потоков воздуха и пр.

В связи с этими обстоятельствами при аттестации ПС СКТ приняты следующие решения:

1) СКТ аттестуется для каждого энергоблока по отдельности, что позволяет учитывать конкретную конфигурацию измерительных каналов и размещение датчиков;
2) для обоснования ПС СКТ необходимо использовать три независимых источника данных:
   - результаты CFD-моделирования температурно-влажностного режима в помещениях расположения датчиков СКТ при возникновении течей;
   - результаты, полученные при проведении функциональных испытаний с организацией контролируемой течи теплоносителя (были проведены в конце 90-х годов на Ленинградской АЭС);
   - данные по фактическим течам оборудования, которые были зафиксированы за более чем 120 реакторо-лет эксплуатации действующими СКТ.

Подготовленный с учетом принятых решений верификационный отчет позволяет выполнить аттестацию ПС СКТ в организации научно-технической поддержки уполномоченного органа государственного регулирования безопасности и подтвердить заявленные точностные характеристики СКТ.

VERIFICATION OF SOFTWARE TOOLS OF LEAK MONITORING SYSTEMS BASED ON COMPUTATIONAL AND EXPERIMENTAL DATA

Matveev, E.L.; Matveev, A.L.; Tutukin, A.V.; Cherkasova, M.S.; Mishenin A.Yu.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

One of the important requirements for leak monitoring systems (LMS) is the verification of the software, which is used to implement algorithms for mathematical processing of the results of measuring physical quantities with the purpose of determining the leak parameters.

The current software verification procedure for provides for the following methods of software verification:

– comparing the LMS software results with the results of computational and analytical tests obtained using reference software;
– comparing the LMS software results with experimental data. At the same time, full-scale experiments with the coolant leaks are currently not possible.

Based on the results of successful interactions with experts of the Federal Budgetary Institution Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (4 qualification certificates for the LMS software have been issued), the following peculiarities were discovered, which must be taken into account in the future when certifying the LMS software:

– at each power unit, different measuring channels can be used as part of the LMS to monitor the same physical value; they can be installed in different places of the controlled NPP rooms and have different accuracy characteristics. Thus, in the event of a leak, different dynamics of monitored physical values will be observed at the same leak flow rate;
– it is not sufficient to use only computational and analytical tests and results of numerical modeling for the justification, since real processes at NPPs have distinctive features due to specific operating conditions of the equipment, which cannot be fully taken into account during modeling: the actual congestion of control rooms, the direction and intensity of air flows, etc.

Because of that, the following decisions were made for the certification of the LMS software:

1) LMS is certified for each power unit separately, which makes it possible to take into account the specific configuration of measuring channels and the location of sensors;
2) three independent data sources should be used to justify LMS software:
   - results of CFD-modeling of temperature and humidity conditions in the rooms where LMS sensors are installed in the event of a leak occurrence;
   - results obtained during functional tests with controlled coolant leaks (were carried out in the late 90s at the Leningrad NPP);
   - data on actual equipment leaks recorded over the period of more than 120 reactor years by the existing LMSs.

The verification report prepared with consideration for the decisions made allows to perform qualification of the LMS software in the scientific and technical support organization of the authorized state safety regulation body and confirm the declared accuracy characteristics of the LMS.

АЭС С РБМК: АКЦЕНТЫ НА БУДУЩЕЕ

Антонов М.И., Калютик А.А., Карякин Ю.Е., Модестов В.С.
(СПбПУ, Санкт-Петербург, Россия),
Аржаев А.А., Аржаев А.И., Маханев В.О., Сиваков С.П.
(ООО «НПО «ДИАПРОК», Москва, Россия)

Согласно данным информационной системы PRIS (МАГАТЭ), суммарная выработка электроэнергии на АЭС с РБМК-1000 (без учета ЧАЭС и ИАЭС) и на АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 достигла паритета только к 2017 году, что демонстрирует существенный вклад канальных реакторов большой мощности в обеспечение энергонезависимости СССР, а после 1991 года – России.

Доклад содержит предложения, касающиеся: (1) остановленных блоков АЭС с РБМК-1000; (2) блоков АЭС с РБМК-1000, эксплуатация которых будет продолжена в дальнейшем.

Для энергоблоков группы (1), с учетом оценок продолжительности работ по выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС с РБМК на уровне 30 лет, представляется приоритетной задачей создание цифрового двойника каждого энергоблока для накопления информации по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования элементов, конструкций и систем. Для энергоблоков группы (2) разработку цифрового двойника предлагается осуществлять с опережением, не дожидаясь окончательного останова.

На энергоблоках АЭС с РБМК группы (1) в процессе демонтажа вспомогательных систем трубопроводов предлагается выполнять оценку соответствия систем неразрушающего контроля (НК) согласно НП-084-15 (п. 6) путем слепых испытаний в условиях, максимально приближенных реальным (в частности, с учетом влияния окисной пленки со стороны внутренней поверхности на результаты НК).

Существенная модернизация, выполненная на энергоблоках АЭС с РБМК в процессе эксплуатации и в период продления сроков эксплуатации, позволила обеспечить уровень безопасности, соответствующий требованиям действующих федеральных норм и правил. Поэтому акцент при дальнейшей эксплуатации энергоблоков группы (2) должен быть сделан на поддержании высоких показателей готовности и исключении внезапных отказов вследствие старения элементов контура теплоносителя реактора и неотсекаемых участков присоединенных систем.

Одним из возможных источников скрытых отказов АЭС с РБМК остаются трубопроводы Ду300, прошедшие обработку по технологии обжатия, для которых отсутствуют результаты оценки соответствия систем НК состояния металла согласно требованиям НП-084-15. Случаи повреждений сварных соединений Ду100 приварки трубопроводов ПВК к патрубкам сепараторов пара по механизму коррозионного растрескивания под напряжением (вслед за трубопроводами Ду300, Ду200 и Ду150) могут потребовать выработки и применения специальных долгосрочных контрмер (например, высокотемпературной термической обработки). Специфика механизмов старения, характерных для части трубопроводов КМПЦ и вспомогательных систем АЭС с РБМК, не согласуется с положениями концепции «течь перед разрушением», поэтому актуально применение нормативно-методических подходов, соответствующих определению термина целостность в ГОСТ Р 58328-2018.

ДИСТАНЦИОННО УПРАВЛЯЕМЫЕ СИСТЕМЫ ДЛЯ ОБРАЩЕНИЯ С НЕКОНДИЦИОННЫМИ ОТРАБОТАВШИМИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИМИ СБОРКАМИ

Сурский П.В. (АО «Диаконт», Санкт-Петербург, Россия)

Дистанционно управляемые системы для обращения с некондиционными отработавшими тепловыделяющими сборками (НОТВС) предназначены для разделки НОТВС до состояния, в котором возможно размещение их фрагментов в ампулах ампулирования некондиционного отработавшего ядерного топлива и прочих ядерных материалов.

Разделка НОТВС на стенде разделки и ампулирования, в общем случае, включает в себя отрезание штанги (трубы несущей), разделение НОТВС на два пучка твэлов, размещение пучков твэлов в ампулах номинальными диаметрами 102, 120 и 200 мм. В отдельных случаях может производиться резка пеналов и технологических каналов с заклинившими НОТВС.

Ампулирование НОТВС включает в себя установку пучка твэлов (как верхнего, так и нижнего), твэлов, фрагментов твэлов, прочих фрагментов НОТВС, фильтров-контейнеров из состава системы удаления продуктов резки в ампулы с последующим закрыванием крышек ампул.

REMOTELY CONTROLLED SYSTEMS FOR HANDLING SUBSTANDARD SPENT FUEL ASSEMBLIES

Sursky, P.V. (JSC “Diakont”, Saint-Petersburg, Russia)

Remotely controlled systems for handling substandard spent fuel assemblies (SSFA) are designed for cutting SSFA to a state in which their fragments can be placed in ampoules for ampouling substandard spent nuclear fuel and other nuclear materials.

Cutting SSFA on the cutting and ampouling bench generally involves cutting the boom (carrier pipe), splitting the SSFA into two fuel element bundles, placing the bundles into ampoules with nominal diameters of 102, 120 and 200 mm. In certain cases, canisters and process channels with jammed SSFA may be cut.

SSFA ampouling involves inserting a fuel element bundle (both upper and lower ones), fuel rods, fuel rod fragments, other SSFA fragments, filter-containers from the cutting product removal system into ampoules and then closing the ampoule lids.

ИННОВАЦИОННЫЙ КОМПЛЕКС ПРОГРАММ РАСЧЕТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРОВ РБМК-1000 ГРУППОВЫМ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО НА ГРАФИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОРАХ

Иванов И.Е. Бычков С.А., Грушин Н.А., Варфоломеева В.А., Дружинин В.Е. (АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия)

Доклад посвящен новому инновационному программному комплексу (ПК) MNT-CUDA, предназначенному для инженерных расчетов НФХ реактора РБМК-1000 групповым методом Монте-Карло. Существенной особенностью программы является возможность проведения многогрупповых потвэльных расчетов всего объема реактора с восстановлением на показания внутриреакторных датчиков методом Монте-Карло за приемлемое для инженерных расчетов на АЭС время. За счет использования технологии параллельных

вычислений на графических процессорах Nvidia CUDA достигается скорость счета около 0?2–1 млрд историй нейтронов в минуту на персональной ЭВМ с современной видеокартой.

В докладе приводится история развития ПК от первой версии до текущего состояния, некоторые результаты верификации и аттестации ПК. Дается краткая информация о используемых в ПК новых методиках (восстановление стохастической модели на ВРД, язык описания геометрии систем с использованием метода интерфейсных функций и др.), излагается концепция построения архитектуры современного сложного ПК. Излагаются перспективы развития ПК и приводятся новые результаты его апробации на расчетах быстрых и уран-водных систем.

AN INNOVATIVE SET OF PROGRAMS FOR CALCULATING RBMK-1000 REACTORS NEUTRON CHARACTERISTICS USING THE MULTI-GROUP MONTE CARLO METHOD ON GPUs

Ivanov, I.E.; Bychkov, S.A.; Grushin, N.A.; Varfolomeeva, V.A.; Druzhinin, V.E. (JSC "VNIIAES", Moscow, Russia)

The presentation is about a new innovative set of programs entitled MNT-CUDA that is aimed at engineering calculations of RBMK-1000's neutron-physical characteristics using multi-group Monte Carlo method. One of the notable program features is the possibility to conduct multi-group calculations of the whole system volume with the precision up to every fuel pin. The calculations are adjusted using in-core measuring gauges' data and take the amount of time which is acceptable for the performance of power plants engineering calculations. Due to the use of parallel calculations technology on Nvidia CUDA graphics processing units the count rate about 0.2–1 billion neutron histories per minute is achieved on a personal computer with the modern video card.

The presentation includes the description of the program development from the first version to up-to-date one, verification and certification sample results are presented as well. There is a brief overview of newly applied approaches (such as stochastic model adjustment using in-core measuring gauges' data, using interface functions for the models' geometry description, etc.). In addition, the concept of building a complex set of programs is depicted as well as the perspectives of the program development and new approbation results on fast-neutron and water-uranium systems.

НАРАБОТКА ИЗОТОПОВ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ДЕЙСТВУЮЩИХ РЕАКТОРОВ РБМК

Бирюков А.Н., Коневец М.В., Соболева А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Производство радионуклидов медицинского и промышленного назначения осуществляется на Ленинградской АЭС уже более 25 лет. С середины 1990-х годов атомная станция нарабатывала и поставляла ^{60}Co, ^{14}C, ^{99}Mo, ^{99m}Tc, ^{125}I и другие изотопы потребителям в сферах науки, медицины и производства.

В 2018–2020 гг. первая очередь Ленинградской АЭС была остановлена после 45-летнего срока эксплуатации в энергетическом режиме, в связи с чем производственные мощности станции по наработке изотопов были снижены. С целью расширения номенклатуры и наращивания объема поставок радионуклидной продукции реакторов РБМК-1000 ведутся работы по перепрофилированию каналов СУЗ на действующих энергоблоках Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС.

В 2020 году специалистами АО «НИКИЭТ» была разработана конструкция облучательных устройств. Для размещения облучательных устройств новой конструкции обоснована безопасность перепрофилирования двух ячеек СУЗ на каждом энергоблоке второй очереди Ленинградской АЭС и наработки в них изотопов ^{131}I, ^{153}Sm. В 2022 году дополнительно обоснована безопасность наработки ^{177}Lu.

Отсутствие прireакторной горячей камеры на энергоблоках Смоленской и Курской АЭС потребовало от специалистов АО «НИКИЭТ» разработки принципиально нового оборудования, а также технологической цепочки внутриреакторного обращения с облученным материалом. Наработка изотопов в активной зоне будет осуществляется с помощью гильзы – перфорированной трубы, загруженной герметичными блок- контейнерами со стартовыми веществами. Технологическая цепочка обращения будет реализована в границах центрального зала и не потребует перепланировки архитектуры зданий энергоблоков.

Выполняемые работы позволят увеличить потенциальные объемы поставок изотопной продукции медицинского назначения реакторов РБМК-1000 для удовлетворения растущих запросов фармацевтической отрасли.

PRODUCTION OF MEDICAL ISOTOPES IN THE CORE OF OPERATING RBMK REACTORS

Biryukov, A.N.; Konevets, M.V.; Soboleva, A.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The radionuclides for medical and industrial purposes have been produced at the Leningrad NPP for more than 25 years. Since the mid-1990s, the nuclear power plant has been producing and supplying ^{60}Co, ^{14}C, ^{99}Mo, ^{99m}Tc, ^{125}I and other isotopes to consumers in the fields of science, medicine and production.

In 2018-2020, the first-stage Leningrad NPP units were shut down after a 45-year service life in the power mode. Thus, the production capacity of the plant in terms of isotope production was reduced. In order to expand the range and increase the volume of delivery of RBMK-1000 radionuclide products, efforts on conversion of CPS channels at the operating units of the Leningrad, Kursk and Smolensk NPPs are underway.

In 2020, experts at NIKIET JSC developed the design of irradiating devices. To enable deployment of irradiation devices of the new design, the safety of converting two CPS cells at each second-stage Leningrad NPP unit and producing ^{131}I and ^{153}Sm isotopes in them was justified. In 2022, the safety of ^{177}Lu production was additionally justified.

The absence of a reactor hot chamber at the Smolensk and Kursk NPP units required NIKIET's experts to develop fundamentally new equipment, as well as the process flow for in-core handling of irradiated material. Production of isotopes in the core will be carried out using a sleeve – a perforated tube loaded with sealed block containers with starting substances. The handling flow will be implemented within the boundaries of the central hall and will not require architectural replanning of the unit buildings.

These efforts will increase the prospective volume of delivery of RBMK-1000 isotope products for medical purposes to meet the growing demands of the pharmaceutical industry.

ОБРАЩЕНИЕ С НЕКОНДИЦИОННЫМ ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ НА ЭНЕРГОБЛОКАХ С РЕАКТОРАМИ РБМК

Козлов А.В., Бирюков А.Н., Подосинников А.А., Карташова Л.А., Запорожец М.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Удаление некондиционного отработавшего ядерного топлива– это один из этапов подготовки энергоблока к выводу из эксплуатации. За время эксплуатации реакторов РБМК-1000 в прireакторных бассейнах выдержки накопилось значительное количество отработавших ТВС, имеющих значительные дефекты, которые не позволяют их вывезти в хранилище ОЯТ штатным способом. К таким дефектам относятся: отрывы заглушек, повреждения оболочек и наконечников твэлов, отсутствие дистанционирующих решеток, выпадение и сближение твэлов и т.д.

Для решения проблемы вывоза некондиционных ОТВС из прireакторных бассейнов выдержки была разработана технология разделки и ампулирования. Она позволяет без дополнительного повреждения оболочек твэл разделить ТВС на штангу и два пучка твэл, загрузить пучки в ампулы и вывезти их в хранилище ОЯТ.

Разработанная технология учитывает, как различные варианты хранения НОТВС в бассейнах выдержки, так и различные типы повреждений НОТВС. Для этого был проведен анализ и классификация возможных типов повреждений.

В общем виде разделка и ампулирование НОТВС имеет следующие этапы:

1) отделение подвески ТВС;
2) диагностика НОТВС (выявление дефектов) и определение способа разделки и типоразмера ампулы;
3) отделение штанги в стенде разделки и ампулирования;
4) разделение пучков твэл (разрез центрального стержня (несущей трубы), отделение гайки или резка пенала (или ТК);
5) удаления с дна бассейна продуктов разделки;
6) загрузка ПТ в ампулы, закрытие ампул и выгрузка в транспортный чехол;
7) транспортирование ампул с ОЯТ в ХОЯТ и их хранении до отправки на переработку.

Разработанная технология исключает внесение дополнительных повреждений оболочек твэлов. Для этого применяются специальные средства: ограничивающие кондукторы, система ультразвукового контроля (для определения фактической толщины металла пеналов и ТК перед выполнением реза), режущий инструмент с набором роликов различного размера (выбирается по результатам ультразвукового контроля).

В настоящее время работы по внедрению технологии обращения с НОТВС ведутся на всех атомных станциях с реакторами РБМК-1000 – на Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС. На Ленинградской АЭС завершены разработка технологии, оборудования и материалов, обосновывающих безопасность обращения с НОТВС. В настоящее время на Ленинградскую АЭС выполняется поставка необходимого оборудования, и ведется адаптация разработанной технологии для Курской и Смоленской АЭС для учета отличий в классификации НОТВС, условий их хранения и имеющегося на АС оборудования.

HANDLING OF DAMAGED SPENT NUCLEAR FUEL AT UNITS WITH RBMK REACTORS

Kozlov, A.V.; Biryukov, A.N.; Podosinnikov, A.A.; Kartashova, L.A.; Zaporozhets, M.V. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

Removal of damaged spent nuclear fuel is one of stages of Unit preparation for decommissioning. During the operation of RBMK-1000 reactors, a significant amount of spent fuel assemblies has been accumulated in the at-reactor spent fuel pools. These spent fuel assemblies have significant defects, which do not allow them to be moved to the spent nuclear fuel storage facility in a regular way. Such defects include: lift-off of plugs, damage of fuel rod claddings and tips, lack of spacing grids, falling out and approaching of fuel rods, etc.

Cutting and ampouling technology was developed to solve the problem of removing damaged spent fuel assemblies from the at-reactor spent fuel pools. It allows dividing the fuel assembly into a mast and two fuel rod bundles, without additional damage to the fuel rod cladding, loading the bundles into ampoules and transporting them to the spent fuel storage facility.

The developed technology takes into account different storage options for damaged spent fuel assemblies in spent fuel pools, as well as various types of damage of damaged spent fuel assemblies. With this in view, an analysis and a classification of possible damage types have been carried out.

In general, cutting and ampouling process of damaged spent fuel assemblies has the following stages:

1) detachment of fuel assembly suspension;
2) diagnostics of damaged spent fuel assemblies (detection of defects) and determination of the cutting method and standard size of an ampoule;
3) mast detachment at the cutting and ampouling stand;
4) Separation of fuel rod bundles (cutting the central rod (supporting pipe), separating the nut or cutting the bottle (or fuel channel);
5) removing cutting products from the bottom of the pool;
6) loading fuel rod bundles into ampoules, closing the ampoules and unloading into a transportation cask;
7) transportation of ampoules with spent nuclear fuel to the spent fuel storage facility and their storage until sent for reprocessing.

The developed technology eliminates the introduction of additional damage to fuel rod claddings. For this purpose, special means are used: limiting conductors, an ultrasonic testing system (to determine the actual thickness of the metal of the bottles and fuel channel before making a cut), a cutting tool with a set of rollers of various sizes (selected based on the results of ultrasonic testing).

Currently, work on introducing the technology for handling of damaged spent nuclear fuel assemblies is being carried out at all nuclear power plants with RBMK-1000 reactors - at Leningrad, Kursk and Smolensk NPPs. At Leningrad NPP the development of the technology, equipment and materials has been completed justifying the safety of handling of damaged spent nuclear fuel assemblies. Currently, the necessary equipment is being supplied to Leningrad NPP, and the developed technology is being adapted for Kursk and Smolensk NPPs to take into account the differences in the classification of damaged spent nuclear fuel assemblies, their storage conditions and the equipment available at the NPP.

БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ С ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ СВИНЕЦ-ВИСМУТ И СВИНЕЦ

Троянов В.М. (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, Россия),Тошинский Г.И. (АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва, Россия, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, Россия), Гулевич А.В. (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, Россия), Петроченко В.В., Кондауров А.В., Комлев О.Г. (АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва, Россия)

Для того чтобы играть глобальную долгосрочную роль в энергетике будущего, ядерная энергетика (ЯЭ) должна опираться на значительно более широкую топливную базу и обеспечить решение проблем утилизации ядерных отходов. Это возможно только при условии вовлечения урана-238 в топливный цикл ЯЭ с использованием быстрых реакторов с коэффициентом воспроизводства, обеспечивающим необходимое расширение топливной базы всей ядерно-энергетической системы.

В России общепризнано, что такая ядерная энергетика, по крайней мере в течение длительного времени, будет двухкомпонентной с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах. Однако после тяжелой аварии на АЭС Фукусима вновь поднялась волна радиофобии населения, которая тормозит развитие ЯЭ – практически единственной энергетической отрасли, способной в глобальном масштабе решить экологические проблемы, связанные с выбросами углерода, других вредных веществ и потреблением громадных количеств кислорода.

Одним из путей восстановления доверия населения к ЯЭ является создание реакторов с высоким уровнем внутренней самозащищенности и пассивной безопасности, к которым относятся быстрые реакторы с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ): эвтектический сплав свинец-висмут и свинец. В таких реакторах отсутствуют аккумулированная в теплоносителе потенциальная энергия сжатия и химическая энергия, способные при определенном маловероятном сочетании исходных событий вызвать выброс радиоактивности, требующий эвакуации населения. За счет отсутствия многих систем безопасности, требующихся в реакторах традиционных типов, обусловленного природными свойствами ТЖМТ, АЭС с такими реакторами могут оказаться более конкурентоспособными.

Свинцово-висмутовый и свинцовый теплоносители, как и все другие теплоносители, обладают своими достоинствами и недостатками. В докладе представлен сравнительный анализ особенностей этих теплоносителей, их влияние на безопасность, надежность и эксплуатационные характеристики реакторов. Сделан вывод о перспективности использования быстрых реакторов с ТЖМТ в будущей ЯЭ после получения опыта эксплуатации первых образцов таких реакторов.

FAST REACTORS WITH LEAD-BISMUTH AND LEAD COOLANTS

Troyanov, V.M. (JSC “SSC RF-IPPE”, Obninsk, Russia); Toshinsky, G.I. (JSC “AKME-engineering”, Moscow, Russia, (JSC “SSC RF-IPPE”, Obninsk, Russia); Gulevich, A.V (JSC “SSC RF-IPPE”, Obninsk, Russia); Petrochenko, V.V.; Kondaurov, A.V.; Komlev, O.G (JSC “AKME-engineering”, Moscow, Russia)

To play a global long-term role in the energy of the future, nuclear power (NP) must rely on a much broader fuel base and provide a solution to the problems of nuclear waste disposal. This is possible only if uranium-238 is involved in the fuel cycle of nuclear power using fast reactors (FR) with a breeding ratio (BR) providing the necessary expansion of the fuel base of the entire nuclear energy system. Such NP, at least for a long time, will be two-component with thermal and fast reactors.

However, after a severe accident at the Fukushima nuclear power plant (NPP), a wave of radiophobia of the population arose again, which hinders the development of NP, which is practically the only energy industry capable of solving environmental problems on a global scale associated with emissions of carbon and other harmful substances and the consumption of huge amounts of oxygen.

One of the ways to restore public confidence in NP is the creation of reactors with a high level of internal self-protection and passive safety, which include FRs with heavy liquid metal coolants (HLMC): lead-bismuth eutectic (LBE) and lead coolant (LC). In such reactors, there is no potential compression energy and chemical energy accumulated in the coolant, which, under a certain unlikely combination of initiating events, can cause a release of radioactivity that requires evacuation of the population. Due to the absence of many safety systems required in conventional reactors, due to the natural properties of HLMC, NPPs with such reactors may be more competitive.

LBE and LC, like all other coolants, have their own advantages and disadvantages. The report presents a comparative analysis of the features of these coolants, their impact on the safety, reliability and operational characteristics of reactors. The conclusion is drawn that the use of HLMC-based nuclear reactors in future NPPs after gaining experience in operating the first samples of such reactors should be promising.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА ИВГ.1М ПОСЛЕ КОНВЕРСИИ

Прозорова И.В., Сабитова Р.Р., Гныря В.С., Азимханов А.С., Иркимбеков Р.А., Попов Ю.А., Нуржанов Е.Б., Медетбеков Б.С.
(ИАЭ РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан)

В течение последних десяти лет идет реализация проекта перевода реактора ИВГ.1М с высокообогащенного топлива, с обогащением 90 % по урану-235, на низкообогащенное топливо (НОУ), с обогащением топлива 19,75 %. В качестве основного критерия возможности конверсии реактора ИВГ.1М на низкообогащенное топливо было сформулировано требование по сохранению его экспериментальных возможностей.

На текущий момент проведен физический пуск реактора, который включал себя загрузку активной зоны реактора НОУ топливом и экспериментальные исследования по определению нейтронно-физических характеристик с новой активной зоной.

В ходе экспериментальных исследований проведены:

- измерения эффективности рабочих органов СУЗ;
- калибровка штатных датчиков СУЗ в единицах абсолютной мощности;
- определение подкритичности и запаса реактивности реактора;
- определение эффектов реактивности при осушении ТВС;
- определение активации воды и выхода продуктов деления из твэлов.

С помощью разборных физических макетов ТВС, оснащенных топливными и активационными детекторами, исследованы высотные и радиальные поля энерговыделений. На основе полученных распределений и результатов определения абсолютного числа делений в топливных детекторах была рассчитана абсолютная мощность ТВС каждого ряда активной зоны. Для центральной ячейки реактора определена плотность потока быстрых нейтронов.

В результате исследований установлено, что экспериментальные значения исследуемых нейтронно-физических характеристик в пределах погрешностей соответствуют расчетным значениям.

Полученные результаты исследования подтверждают работоспособность реактора при сохранении его исходных эксплуатационных характеристик и традиционной области применения.

Работа подержана Министерством образования и науки Республики Казахстан [грантовый проект № AP09259736]

EXPERIMENTAL RESEARCHS OF CHARACTERISTICS OF IVG.1M REACTOR AFTER CONVERSION

Prozorova, I.V.; Sabitova, R.R.; Gnyrya, V.S.; Azimkhanov, A.S.; Irkimbekov, R.A.; Popov, Yu.A.; Nurzhanov, Ye.B.; Medetbekov, B.S.
(IAE Branch RSE NNC RK Kurchatov, Kazakhstan)

Over the past ten years, a project has been underway to conversion the IVG.1M reactor from highly enriched fuel, with an enrichment of 90 % in uranium-235, to low-enriched fuel (LEU), with a fuel enrichment of 19.75 %. As the main criterion for the possibility of converting the IVG.1M reactor to low-enriched fuel, a requirement was formulated to preserve its experimental capabilities.

To date, the physical start-up of the reactor has been carried out, which included loading the LEU reactor core with fuel and experimental studies to determine the neutronic characteristics with a new core.

In the course of experimental studies, the following were carried out:

- measuring the efficiency of CPS working bodies;
- calibration of regular CPS sensors in units of absolute power;
- determination of subcriticality and reactivity margin of the reactor;
- determination of reactivity effects during FA dehydration;
- determination of water activation and release of fission products from fuel rods.

With the help of collapsible physical mock-up of fuel assemblies equipped with fuel and activation detectors, the vertical and radial fields of energy releases were studied. Based on the obtained distributions and the results of determining the absolute number of fissions in fuel detectors, the absolute power of fuel assemblies of each row of the core was calculated. For the central cell of the reactor, the fast neutron flux density is determined.

As a result of the research, it was found that the experimental values of the studied neutron-physical characteristics within the limits of errors correspond to the calculated values.

The obtained results of the study confirm the efficiency of the reactor while maintaining its initial performance and traditional field of application.

This work was supported by the Ministry of Science and Higher Education of the Republic of Kazakhstan [grant project № AP09259736].

УЧЕТ ОСОБЕННОСТЕЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ С ТОПЛИВОМ В ВИДЕ РАСПЛАВОВ СОЛЕЙ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ РАЗРАБОТКЕ ТРЕБОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Курындин А.В., Киркин А.М., Синегрибов С.В., Бучихин М.А., Савёлов С.А.
(ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия)

Разработка и демонстрация ключевых технологических решений создания жидкосолевого реактора с модулем переработки отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов является одной из задач государственной программы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса». Для эффективного регулирования безопасности жидкосолевых реакторов необходимо разработать специальные требования по обеспечению безопасности, которые учитывают технические особенности проектов таких установок. Например, технологии жидкосолевых реакторов подразумевают наличие специфических систем, в частности системы аварийного дренирования топливной соли и системы подготовки ядерного топлива, имеющие схожие факторы опасности с системами по переработке ядерного топлива предприятий ядерного топливного цикла.

С целью оказания научно-технической поддержки Ростехнадзору при совершенствовании нормативной правовой базы и в связи с перспективой сооружения в ближайшие 10 лет в России исследовательского жидкосолевого реактора, в ФБУ «НТЦ ЯРБ» проводится работа по анализу и оценке применимости федеральных норм и правил в области использования атомной энергии для регулирования безопасности реакторов с расплавами солей ядерных материалов.

В докладе представлены подходы к анализу применимости российских требований по обеспечению безопасности исследовательских ядерных установок к реакторам с расплавами солей ядерных материалов, а также обзор международной практики обеспечения безопасности реакторов с расплавами солей ядерных материалов.

CONSIDERATION OF FEATURES OF RESEARCH MOLTEN SALT REACTORS IN THE DEVELOPMENT OF SAFETY REQUIREMENTS

Kuryndin, A.V.; Kirkin, A.M.; Sinegribov, S.V.; Buchikhin, M.A.; Savyolov, S.A. (SEC NRS, Moscow, Russia)

The development and demonstration of key technological solutions of molten salt reactor with a spent nuclear fuel reprocessing module is one of the tasks of the state program of the Russian Federation “Development of the Nuclear Power Industry Complex”. In order to effectively regulate the safety of molten salt reactors, special requirements for safety is needed to develop, those are considering the technical features of such installations’ projects. For instance, molten salt reactor technologies imply the presence of specific systems, in particular, emergency fuel salt drainage system and nuclear fuel preparation system, which have similar hazard factors with the systems for reprocessing nuclear fuel of nuclear fuel cycle enterprises.

Within the framework of providing scientific and technical support to Rostechnadzor to improve regulatory legal framework and in connection with the prospect of constructing a research molten salt reactor in Russia in the next 10 years, the SEC NRS is working on the analysis and assessment of the applicability of federal rules and regulations in the field of atomic energy use to regulate the safety of research molten salt reactors.

The report presents approaches to the analysis of the applicability of Russian rules and regulations for safety of research nuclear installation to research molten salt reactors also review of international safety provision practice for molten salt reactors.

ВАРИАНТЫ РАЗВИТИЯ РЕАКТОРНОЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ АО «ИРМ» ПОСЛЕ 2035-2040 ГОДОВ

Третьяков И.Т., Романова Н.В., Калашников Н.С., Васюхно Д.В., Епанчинцева Д.С., Соколов С.А., Пулинец А.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), Селезнев Е.Н., Русских И.М., Роговский А.М., Зырьянова А.А. (АО «ИРМ», Заречный Свердловской обл., Россия)

На площадке АО «ИРМ» (город Заречный Свердловской области) с 1966 года эксплуатируется исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М, созданный по проекту АО «НИКИЭТ».

Срок эксплуатации реактора ИВВ-2М установлен до 2025 года.

В настоящий момент в АО «ИРМ» реализуется проект «Реконструкция и переоснащение реакторно-стендового комплекса исследовательской ядерной установки ИВВ-2М», что позволит продлить срок эксплуатации реактора ИВВ-2М на 10–15 лет.

После 2035(40) года на площадке АО «ИРМ» возможно следующее развитие событий:

- будет продлен срок службы действующего реактора ИВВ-2М, что потребует его глубокой модернизации;
- будет сооружен новый реактор;
- действующий реактор будет остановлен для вывода из эксплуатации без замещающей мощности.

Специалисты АО «ИРМ» разработали исходные технические требования к проектам глубокой модернизации действующего реактора ИВВ-2М и сооружению нового реактора, на основании которых специалисты АО «НИКИЭТ» разработали два концептуальных проекта.

В случае модернизации для достижения заданной мощности реактора предполагается установка нового бака реактора увеличенной высоты и вынос оборудования первого контура за пределы реактора, что в свою очередь повлечет за собой необходимость реконструкции существующего реакторного здания.

Технические решения, заложенные в проект нового реактора бассейнового типа (мощность 20 МВт и более), помимо достижения поставленных эксплуатирующей организацией задач, позволят реактору стать инвестиционно привлекательным в качестве референтного образца исследовательского ядерного реактора для ЦЯНТ.

В докладе представлены основные характеристики и компоновочные решения исследовательских реакторов для двух проектов.

OPTIONS FOR JSC INM'S REACTOR EXPERIMENTAL BASE DEVELOPMENT AFTER 2035-2040

Tretyakov, I.T.; Romanova, N.V.; Kalashnikov, N.S.; Vasyukhno, D.V.; Epanchintseva, D.S.; Sokolov, S.A.; Pulinets, A.A (NIKIET JSC, Moscow, Russia); Seleznev, E.N.; Russkikh, I.N.; Rogovskiy, A.M.; Zyrianova, A.A. (JSC INM, Zarechny, Sverdlovsk Region, Russia)

IVV-2M, a nuclear research reactor built based on NIKIET JSC's design, has been in operation at the site of JSC INM in Zarechny, Sverdlovsk Region, since 1966.

The IVV-2M reactor life expires in 2025.

A project, "Upgrading and Retrofitting of the Reactor Test Bench for the IVV-2M Nuclear Research Facility", is being currently implemented at JSC INM, which will make it possible to extend the IVV-2M reactor life by 10-15 years.

The following sequence of events is expected at the INM site after 2035–2040:

- the life of the operating IVV-2M reactor will be extended, this to require an in-depth reactor upgrade;
- a new reactor will be constructed;
- the operating reactor will be shut down for decommissioning without a replacement facility.

JSC INM has developed technical requirements for the projects of the IVV-2M reactor in-depth upgrading and the new reactor construction, based on which two conceptual designs have been developed by NIKIET JSC's experts.

In the event of upgrading, in order to achieve the set reactor power level, it is proposed that a new reactor tank of an increased height be installed and the primary circuit components removed outside the reactor, which, in turn, will necessitate the upgrading of the existing reactor building.

Apart from achieving the goals set by the operating organization, the engineering approaches used in the design of the new pool-type reactor with a power of 20 MW or more will make the reactor investment-attractive as a reference model of the nuclear research reactor for the Nuclear Science and Technology Center.

The report presents the key characteristics and layouts of the research reactors for the two designs.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ ПРОБООТБОРНИКА РУ БРЕСТ-ОД-300

Ярмоленко О.А., Моркин М.С., Лемехов В.В., Дерябин А.Ю., Лавренов Р.Н., Михайлов А.В., Колмогорцев А.В.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Разработана инновационная конструкция устройства для отбора проб свинцового теплоносителя для РУ БРЕСТ-ОД-300 с боковым наклонным каналом, располагаемым выше уровня свинцового теплоносителя, снабженным изогнутым участком, обеспечивающим возможность отбора проб как на работающей РУ (без ее остановки для отбора проб), так и на остановленной установке. Конструкция пробоотборника защищена двумя патентами на изобретение РФ. Приведены проанализированные результаты испытаний по загрузке-выгрузке трубки транспортировки капилляра в изогнутый пробоотборный канал и по загрузке-выгрузке капилляра пробоотборного в трубку транспортировки капилляра. Представлены результаты испытаний по заполнению и удержанию пробы свинцового теплоносителя в капсуле пробоотборной в процессе ее извлечения из РУ, а также испытаний по отработке программного обеспечения системы управления пробоотборником, обеспечивающей возможность отбора проб в автоматическом режиме. Работоспособность конструкции, представленной в техническом проекте, подтверждена также тепловыми и прочностными расчетами.

CALCULATION AND EXPERIMENTAL STUDIES IN SUPPORT OF BREST-OD-300 SAMPLER DESIGN

Yarmolenko, O.A.; Morkin, M.S.; Lemekhov, V.V.; Deryabin, A.Yu.; Lavrenov, R.N.; Mikhaylov, A.V.; Kolmogortsev, A.V.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

An innovative design of a lead coolant sampling unit (or sampler) has been developed for the BREST-OD-300 experimental demonstration fast reactor, which is being developed in Russia as part of GENERATION-IV designs, with a lateral inclined channel located above the lead coolant level and a curved section allowing for collection of samples both during the reactor operation (without the need to shut it down) and when the reactor is shut down. The design is protected by two patents for an invention in the Russian Federation. The analyzed results are presented for the tests of loading and unloading of the capillary transfer tube into the curved sampling channel and loading and unloading of the sampling channel into the capillary transfer tube. Results of the tests of filling and retention of the lead coolant sample in the sampling capsule during its removal from the reactor are presented, as well as the optimization tests for the sampler control software providing for automatic sampling. Operability of the design presented in the engineering design is confirmed by thermal and strength calculations.

РАЗРАБОТКА ВЫСОКОИНТЕНСИВНЫХ ПОСТОЯННЫХ ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРОНОВ (HINEG)

Шао ЛЮ (ООО Институт нейтронных исследований, Чунцин, Китай, Международная академия нейтронных исследований, Циндао, Китай); Консорциум FDS

Важным элементом экспериментальных исследований в рамках НИОКР по перспективным направлениям использования атомной энергии и ядерных технологий являются источники нейтронов. В Китае разработаны высокоинтенсивные постоянные источники нейтронов (High Intensity Steady Neutron Sources, HINEG), предназначенные для решения различных задач, в том числе при расчетном обосновании нейтронно-физических характеристик, облучательных испытаниях материалов и элементов оборудования, сжигании ядерных отходов, использовании ядерных технологий и т.д. Проект HINEG осуществляется тремя этапами с созданием следующих источников нейтронов: HINEG-I, HINEG-II и HINEG-III. В докладе представлена обзорная информация о проведении работ по проекту HINEG за последнее время.

С использованием источника нейтронов HINEG-I, совмещенного с критическим/подкритическим свинцовым реактором нулевой мощности CLEAR-0 (Lead-based Zero Power Critical/Subcritical Reactor), который фактически представляет собой гибридную установку деления-синтеза, инициируемую ускорителем, получены термоядерные нейтроны с максимальным выходом $6{,}4\times10^{12}$ н/с. Также с использованием HINEG-I была проведена серия типовых экспериментов, в том числе по обоснованию нейтронно-физических характеристик, изучению физических характеристик активной зоны усовершенствованных реакторов, нейтронной радиографии, калибровке детекторов нейтронов, биологическому воздействию нейтронного облучения, радиационному упрочнению при облучении нейтронами и т.д.

HINEG-II – это постоянный источник сверхвысокой интенсивности с расчетным выходом нейтронов 10^{13}–10^{15} н/с для широкого спектра применений, включая изучение механизмов радиационного повреждения, обоснование физических характеристик активной зоны и технологий перспективных реакторов, а также исследования технологий применения нейтронов (нейтронозахватная терапия, производство изотопов и т.д.). Продолжается разработка проекта и проведение НИОКР по основным технологиям HINEG-II.

HINEG-III – это высокопоточный стационарный источник нейтронов с интенсивностью 10^{17}–10^{18} н/с. Он будет совмещен с подкритическим реактором с плотностью нейтронного потока более 10^{15} н/см^2/с. HINEG-III представляет собой многоцелевую платформу для облучения нейтронами при облучательных испытаниях топлива, материалов и компонентов перспективных реакторов. Продолжается разработка концептуального проекта HINEG-III.

DEVELOPMENT OF HIGH INTENSITY STEADY NEUTRON SOURCES HINEG

Chao LIU (Institute of Neutron Science Co. Ltd, Chongqing, China; International Academy of Neutron Science, Qingdao, China); FDS Consortium

Neutron sources are the important experimental platform for the R&D of advanced nuclear energy and nuclear technology applications. The High Intensity Steady Neutron Sources (HINEG) have been developed in China with different missions including neutronics design validation, materials & components irradiation test, nuclear waste burning and nuclear technology applications, etc. HINEG includes three stages: HINEG-I, HINEG-II and HINEG-III. This contribution presents an overview of the recent activities for HINEG project.

HINEG-I has produced fusion neutrons with the yield of 6.4×10^{12} n/s at maximum, and has been coupled with the Lead-based Zero Power Critical/Subcritical Reactor named CLEAR-0, which is actually an accelerator-driven Fusion-Fission Hybrid System. Series of typical experiments have been carried out on HINEG-I, including neutronics and code validation, core physics study of advanced reactors, neutron radiography, neutron detectors calibration, neutron biological effects, neutron radiation hardening, and so on.

HINEG-II is ultra-high intensity steady neutron source with designed neutron yield 10^{13}–10^{15} n/s. It aims for multi-purposes, e.g., radiation damage mechanism study, core physics and advanced reactor technology validation, and neutron application technology research including neutron capture therapy, isotope production, etc. The design and R&D for key technologies of HINEG-II are on-going.

HINEG-III is high flux steady state neutron source with the intensity of 10^{17}–10^{18} n/s. It will be coupled with a subcritical reactor with neutron flux higher than 10^{15} n/cm^2/s. HINEG-III is a multi-purpose neutron irradiation platform to conduct fuel, material and components irradiation testing for advanced reactors. The conceptual design of HINEG-III is on-going.

ИННОВАЦИОННЫЕ РЕШЕНИЯ В СИСТЕМАХ СЕПАРАЦИИ И ПЕРЕГРЕВА ПАРА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Егоров М.Ю. (ГУАП, Санкт-Петербург, Россия; СПбГЛТУ, Санкт-Петербург, Россия), Блинников А.А., Донец А.С., Гончарова Н.М., Галкин Н.Д., Чекаленко М.Е. (ГУАП, Санкт-Петербург, Россия)

Актуальность. В ближайшие десятилетия намечено развитие атомной энергетики России. Необходимо повышение эффективности и надежности работы оборудования. Важно использование опыта разработки и эксплуатации существующего оборудования.

В турбоустановках насыщенного пара на выходе ступеней высокого давления пар имеет влажность $y \sim (10\ldots15)$ %. Под влиянием влажности пара снижается экономичность и надежность турбогенератора: лопатки последних ступеней под воздействием влаги подвергаются эрозии и могут преждевременно выйти из строя. В турбинах АЭС сочетают внутритурбинную сепарацию влаги с сепарацией и промежуточным перегревом отборным паром из цилиндра высокого давления и острым паром из паропровода перед турбоустановкой в сепараторах-пароперегревателях (СПП).

Технико-экономические показатели систем сепарации и перегрева пара и турбоустановок в целом зависят от эффективности и надежности СПП. Масса и занимаемый ими объем значительны. С ростом единичной мощности блоков АЭС масса и габариты СПП увеличивались. Важность проблемы повышения надежности и эффективности СПП и, в частности, повышения эффективности теплогидравлических процессов в них также возрастала.

В работе проанализированы пути повышения эффективности теплогидравлических процессов в системах сепарации и перегрева и их реализация в современных проектах СПП.

Сформулированы задачи совершенствования методов расчета и проектирования современных СПП с учетом отечественного и зарубежного опыта разработки и эксплуатации СПП, требования к организации рабочего процесса по сепарации, перегреву, гидравлике по стороне перегреваемого пара; устойчивости работы пароконденсирующего тракта греющего пара; надежности эвакуации сепарата и конденсата греющего пара.

Проанализированы причины и последствия работы систем в режимах, снижающих их эффективность и надежность. Указаны особенности рабочего процесса, способствующие возникновению неблагоприятных режимов работы, проиллюстрированы последствия таких режимов.

Обсуждаются варианты предсепараторов, применение жалюзийных элементов с влагозахватывающими ловушками. Рассмотрена организация равномерного распределения потоков влажного нагреваемого пара в сепарационной части СПП, организация устойчивого отвода сепарата из СПП.

Выводы. Анализ вариантов организации рабочего процесса позволил определить их достоинства и недостатки, а также сформулировать задачи дальнейших экспериментальных и расчетно-аналитических исследований по повышению эффективности теплогидравлических процессов в системах сепарации и перегрева пара турбин ядерных энергетических установок.

КОНЦЕПЦИЯ НОВОГО ВЫСОКОПОТОЧНОГО ИМПУЛЬСНОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ ПЕРИОДИЧЕСКОГО ДЕЙСТВИЯ НА ОСНОВЕ НИТРИДА НЕПТУНИЯ

Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Романова Н.В., Горячих А.В., Кокорин Н.Д. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), Аксёнов В.Л., Куликов С.А., Рзянин М.В., Швецов В.Н., Шабалин Е.П. (ОИЯИ, Дубна, Россия)

Импульсный реактор ИБР-2 (ОИЯИ, г. Дубна) используется для проведения экспериментов на выведенных пучках в области физики твердого тела. Ресурс реактора ограничен временным периодом 2032–2037 гг. Для сохранения этого направления исследований в ОИЯИ на мировом уровне планируется создание нового импульсного источника нейтронов.

В новом реакторе предполагается использовать топливо на основе нитрида нептуния.

Главная особенность изотопа Np-237 в отличие от традиционных ядерных композиций на основе U-235 и Pu-239 – это пороговый характер сечения деления, который определяет следующие особенности реактора:

- низкое время жизни поколения быстрых нейтронов (~ 10 нс) позволяет иметь более короткую вспышку быстрых (и соответственно, тепловых) нейтронов;
- низкая эффективная доля запаздывающих нейтронов (0,0011) определяет малое значение фоновой мощности в промежутках между импульсами (наряду с высокой эффективностью модулятора реактивности);
- практически нулевой эффект реактивности при выгорании топлива за счет наработки плутония-238.

Реактор имеет среднюю тепловую мощность 12–15 МВт, снимаемую натриевым теплоносителем. При этой мощности обеспечивается средняя плотность потока тепловых нейтронов на поверхности водяного замедлителя до 10^{14} см$^{-2}$·с$^{-1}$ и пиковая плотность потока до $5\cdot10^{16}$ см$^{-2}$·с$^{-1}$.

В докладе представлены основные характеристики и концепция нового реактора.

CONCEPT OF A NEW HIGH-FLUX INTERMITTENT PULSE SOURCE OF NEUTRONS BASED ON NEPTUNIUM NITRIDE

Lopatkin, A.V.; Tretyakov, I.T.; Romanova, N.V.; Goryachikh, A.V.; Kokorin, N.D. (JSC NIKIET, Moscow, Russia); Aksenov, V.L.; Kulikov, S.A.; Rzyanin, M.V.; Shvetsov, V.N.; Shabalin, E.P. (JINR, Dubna, Russia)

The IBR-2 pulse reactor (JINR, Dubna) is used for extracted beam experiments in solid-state physics. The reactor life expires in 2032-2037. A new pulsed source of neutrons is planned to be built to maintain this field of research at JINR at international level.

Neptunium nitride based fuel is proposed for the new reactor.

The key peculiarity of the Np-237 isotope, unlike traditional nuclear compositions based on U-235 and Pu-239, is the threshold nature of the fission cross-section which defines the following reactor features:

- a low lifetime of the fast neutron generation (~ 10 ns) makes it possible to have a shorter burst of fast or, accordingly, thermal neutrons;
- a low effective fraction of delayed neutrons (0.0011) defines the small value of the background power in the intervals between pulses (along with a high efficiency of the reactivity modulator);
- a practically zero reactivity effect during fuel burn-up thanks to the generation of plutonium-238.

The reactor has an average thermal power of 12 to 15 MW with heat removed by the sodium coolant. This power ensures that the average flux of thermal neutrons on the water moderator surface is up to 10^{14} $cm^{-2}{\cdot}s^{-1}$ and the peak flux is up to $5{\cdot}10^{16}$ $cm^{-2}{\cdot}s^{-1}$.

The report presents the key characteristics and the concept of the new reactor.

ОСОБЕННОСТИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА

Зайко И.В., Клименко Д.С., Лопаткин А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В рамках работ по исследованию технологической возможности утилизации минорных актинидов и демонстрации ключевых физических характеристик реактора с циркулирующим топливом на основе расплава фторидов металлов в АО «НИКИЭТ» разрабатывается исследовательский жидкосолевой реактор (ИЖСР) полостного типа с топливной солью на основе FLiBe.

В докладе представлены результаты нейтронно-физических расчетов, проведенных в рамках эскизного проекта в обоснование основных характеристик активной зоны и параметров кампании.

Особое внимание уделено следующим аспектам работы:

- выбор оптимального размера активной зоны реактора;
- расчет эффективной доли запаздывающих нейтронов с учетом переноса их предшественников по контуру;
- возможность организации кампании с первой топливной загрузкой и дальнейшей подпиткой отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) из реакторов ВВЭР различной степени выдержки;
- оптимизация кампании с дискретным (раз в год) отбором части топливной соли и замена ее на свежую с минорными актинидами;

- организация работы реактора с непрерывной очисткой топливной соли от части продуктов деления (благородных металлов и газообразных продуктов деления);
- исследование кампании реактора без очистки топлива от продуктов деления;
- моделирование работы ректора на минимальном запасе реактивности с дискретно-непрерывной подпиткой топливной солью;
- поведение изотопов минорных актинидов (^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am) в ходе кампании.

Создание и эксплуатация ИЖСР позволит получить базу данных для перехода к проектированию и созданию полномасштабного реактора-сжигателя минорных актинидов, выделяемых из ОЯТ тепловых реакторов.

FEATURES OF RESEARCH MOLTEN SALT REACTOR NEUTRONICS

Zayko, I.V.; Klimenko, D.S.; Lopatkin, A.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

As part of the activities to study technological feasibility of minor actinide disposal and to demonstrate the key physical characteristics of the reactor with a circulating fuel based on molten metal fluorides, NIKIET JSC is developing a cavity-type molten salt research reactor (RMSR) with the FLiBe-based fuel salt.

The report presents the results of neutronic calculations carried out as part of the preliminary design to substantiate main characteristics of the core and the campaign parameters.

Particular attention is paid to the following aspects of work:
- selection of the optimal size for the reactor core;
- calculation of the effective fraction of delayed neutrons taking into account the transfer of their precursors along the circuit;
- the possibility of arranging a campaign with the first fuel load and further top-up using the spent nuclear fuel (SNF) from VVER reactors that decayed to various levels;
- optimization of the campaign with discrete (once a year) removal of some part of the fuel salt and replacing it with the fresh one with minor actinides;
- arrangement of reactor operation with continuous removal of some part of fission products from the fuel salt (noble metals and gaseous fission products);
- studying the reactor campaign without fuel purification from fission products;
- simulation of reactor operation at a minimum reactivity margin with discrete-continuous top-up with fuel salt;
- studying the behavior of minor actinide isotopes (^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am) during the campaign.

The development and operation of RMSR will make it possible to obtain a database to proceed to the design and development of a full-scale burner reactor for incinerating minor actinides extracted from thermal reactor SNF.

МОДЕРНИЗАЦИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ПИК ДЛЯ УЛУЧШЕНИЯ ПОТРЕБИТЕЛЬСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Третьяков И.Т., Лопаткин А.В., Романова Н.В., Пулинец А.А., Афремов Д.А., Докелин П.С., Ларионов И.А., Кравцова О.А., Мороко В.И., Ткачёв Д.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

При использовании пускового комплекта тепловыделяющих сборок (ТВС ПИК-1) активная зона исследовательского реактора ПИК не позволяет обеспечить необходимые

эксплуатационные характеристики реактора, прежде всего, в части длительности работы на номинальной мощности.

К модернизированной активной зоне предъявляются следующие основные требования:

1) обеспечение эффективной и безопасной эксплуатации реактора с необходимыми техническими характеристиками:
   - работа на номинальном уровне мощности 100 МВт,
   - возможность размещения в активной зоне образцов-свидетелей,
   - запас до кризиса теплообмена – не менее 1,3,
   - максимальная температура поверхности твэла – 280 °С;
2) увеличение длительности работы реактора на номинальном уровне мощности:
   - применение СВП для компенсации реактивности,
   - применение малопоглощающих конструкционных материалов,
   - увеличение загрузки ^{235}U в твэлах;
3) организация в сжатые сроки перехода к устойчивому топливному обеспечению:
   - применение конструкции ТВС, геометрически аналогичной пусковому комплекту,
   - применение твэлов на базе отработанной технологии твэлов реактора СМ-3,
   - применение существующих РО СУЗ без изменения конструкции.

В докладе представлены результаты разработки технического проекта активной зоны с ТВС ПИК-2:

- состав и компоновка активной зоны;
- нейтронно-физические характеристики активной зоны;
- теплогидравлические характеристики активной зоны;
- конструкция элементов активной зоны;
- прочностные характеристики элементов активной зоны;
- результаты обосновывающих НИОКР;
- радиационные характеристики активной зоны и ее элементов.

В результате разработки показано соответствие приведенным требованиям и возможность осуществления с минимальными затратами перехода к более эффективной и безопасной эксплуатации реактора с увеличенной длительностью кампании, снижения потребления ТВС и обеспечения устойчивого топливного обеспечения реактора.

UPGRADING THE PIK REACTOR CORE TO IMPROVE THE CONSUMER CHARACTERISTICS OF THE REACTOR FACILITY

Tretyakov, I.T.; Lopatkin, A.V.; Romanova, N.V.; Pulinets, A.A.; Afremov, D.A.; Dokelin, P.S.; Larionov, I.A.; Kravtsova, O.A.; Moroko, V.I.; Tkachev, D.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

When using a start-up set of fuel assemblies (PIK-1 FAs), the core of the PIK research reactor does not reach the necessary reactor operational characteristics, primarily in terms of the duration of rated power operation.

The following fundamental requirements are imposed upon the upgraded core:

1) ensuring efficient and safe operation of the reactor with the following necessary technical parameters:
   - operation at a rated power level of 100 MW,
   - the possibility of placing witness samples in the core,
   - departure from nucleate boiling ratio of at least 1.3,
   - maximum fuel element surface temperature of 280 °C;

2) increase in the duration of reactor operation at a rated power:
   - use of a burnable absorber rod for reactivity compensation,
   - use of low-absorbing structural materials,
   - increase in ^{235}U content in fuel elements,

3) tightly scheduled arrangement of transition to sustainable fuel supply:
   - use of a fuel assembly design that is geometrically similar to the start-up set,
   - use of fuel elements based on the proven technology of SM-3 reactor fuel elements,
   - use of existing CPS rods with no change in design.

The report presents the results of developing the detailed design of the core with PIK-2 fuel assemblies:
- composition and layout;
- neutronic characteristics;
- thermal-hydraulic characteristics;
- design of elements;
- strength characteristics of elements;
- results of substantiating R&D;
- radiation characteristics of the core and its elements.

As a result of the development, compliance with the above requirements was shown, as well as the possibility of transitioning to a more efficient and safe reactor operation with longer campaign, reduction of FA consumption and provision of sustainable fuel supply to the reactor.

ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ НЕЙТРОННЫХ СПЕКТРОВ ВО ВНУТРЕННЕЙ ПОЛОСТИ И ВНЕШНЕМ ОТРАЖАТЕЛЕ БЫСТРОГО РЕАКТОРА, ОХЛАЖДАЕМОГО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ДЛЯ ЗАМЕДЛЕНИЯ КИНЕТИКИ И НАКОПЛЕНИЯ ЦЕЛЕВЫХ НУКЛИДОВ

Куликов Г.Г., Шмелёв А.Н., Апсэ В.А., Куликов Е.Г.
(НИЯУ «МИФИ», Москва, Россия)

Рассматривается введение свинцовой полости в центральную часть быстрого реактора со свинцовым теплоносителем. Показано, что наибольший благоприятный эффект от введения внутренней свинцовой полости в центр активной зоны может быть получен при использовании радиогенного свинца с доминирующим содержанием изотопа ^{208}Pb в качестве материала полости, теплоносителя и отражателя нейтронов. Это связано с тем, что ^{208}Pb является крайне слабым поглотителем нейтронов в широком диапазоне их энергий. При определенной толщине внутренней ^{208}Pb-полости в ней создастся спектральная область с преобладающей долей резонансных, эпитепловых, и тепловых нейтронов. В результате радикально (на порядки) увеличивается среднее время жизни мгновенных нейтронов и усиливается стабилизирующий Доплер-эффект. Нейтроны, мигрирующие из внутренней полости в активную зону, способны активизировать цепную реакцию деления и повысить реактивность реактора. Кроме того, высокая плотность потока смягченных нейтронов в центральной ^{208}Pb-полости большого объема позволяет рассчитывать на эффективную трансмутацию долгоживущих продуктов деления и масштабное накопление некоторых целевых нуклидов.

SPECIFIC FEATURES OF FORMING NEUTRON ENERGY SPECTRA IN INNER CAVITY AND OUTER REFLECTOR OF LEAD-COOLED FAST REACTOR IN ORDER TO SLOW DOWN THE NEUTRON KINETICS AND TO PRODUCE THE TARGET NUCLIDES

Kulikov, G.G.; Shmelev, A.N., Apse; V.A., Kulikov E.G.
(NRNU MEPhI, Moscow, Russia)

The numerical studies were carried out to investigate the effects produced by insertion of lead cavity into central region of the lead-cooled fast reactor core. The results demonstrated that the most profitable effect can be obtained in the case when radiogenic lead with dominant content of isotope ^{208}Pb is used as an inner cavity material, coolant and neutron reflector. This result is caused by extremely low neutron absorption in ^{208}Pb within wide neutron energy range. The properly chosen thickness of the inner ^{208}Pb-cavity is able to form inside the spectral zone with the prevailing content of resonance, epithermal and thermal neutrons. Such neutron spectrum results in drastic (by several orders of magnitude) prolongation of mean prompt neutron lifetime and remarkable enhancement of the stabilizing Doppler-effect. Those neutrons which migrate from the inner ^{208}Pb-cavity into the reactor core are able to intensify chain fission reaction and upgrade the reactivity margin. In addition, high flux of the softened neutrons in the inner ^{208}Pb-cavity with sufficiently wide dimensions allows us to hope on effective transmutation of long-lived fission products and on large-scale production of some target nuclides.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ И ГИДРОСТАТИЧЕСКИХ ПОДШИПНИКОВ ГЦН ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ И РЕАКТОРНЫМ КОНТУРАМ СО СВИНЦОВЫМ И СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ

Бокова Т.А., Маров А.Р, Волков Н.С., Мелузов А.Г., Зырянова Т.К.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева», Нижний Новгород, Россия)

В европейских странах и Китае разрабатываются ускорительно-управляемые системы и исследовательские реакторы с температурой тяжелого жидкометаллического теплоносителя (ТЖМТ) около 200–350°С, такие как GUINEVERE, MYRRHA, CLEAR. Так же в России существует перспективный проект энергетического реактора СВБР-100 с температурой свинцово-висмутового теплоносителя на входе в активную зону 320 °С.

Важным фактором работоспособности таких установок является технология поддержания определенного кислородного потенциала в ТЖМТ. Такая технология, разработанная с участием НГТУ, обеспечивает работоспособность энергетических контуров критических реакторов деления тяжелых ядер при рабочих температурах теплоносителей 400–550 °С. Однако такая технология теплоносителя не подходит для условий ускорительно-управляемых систем и исследовательских реакторов, работающих при температурах 200–350 °С. Таким образом, появляется необходимость разработки новой технологии ТЖМТ, а также доработки различных узлов и механизмов контуров под новые условия, в том числе подшипников скольжения насосов.

Существует большой опыт работы с гидростатическими подшипниками в ГЦН реакторных установок БОР-60, БН-600, БН-800, где они хорошо себя зарекомендовали. В НГТУ имеется большой опыт работы, как с подшипниками контактного («сухого») трения,

так и с гидростатическими подшипниками на стендах в условиях свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей. Имеются результаты износа гидростатического подшипника с двойным взаимообратным щелевым дросселированием в зависимости от времени работы и числа циклов «пуск-останов» в составе насоса стенда ФТ-4 со свинцовым теплоносителем при температурах 400–550°С. Анализ таких данных поможет в дальнейшей выработке рекомендаций по проектированию и условиям эксплуатации таких подшипников, в том числе для ТЖМТ с низкими температурами (200–350 °С).

Подтверждено как расчетно-теоретическим, так и опытным путем, что невозможно создание работоспособных гидродинамических подшипников, работающих в среде жидкометаллических теплоносителей реакторных контуров.

В настоящее время в НГТУ планируются исследования, направленные на создание работоспособных подшипников для условий реакторов с ускорительно-управляемыми системами и исследовательских реакторов, работающих при температурах ТЖМТ 200–350°С.

Представленные результаты получены в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2023-0005 «Особенности и специфика применения тяжелых жидкометаллических теплоносителей в реакторных установках на быстрых нейтронах»).

EXPERIMENTAL STUDY OF HYDRODYNAMIC AND HYDROSTATIC BEARINGS MCP APPLICABLE TO RESEARCH AND REACTOR CIRCUITS WITH LEAD AND LEAD-BISMUTHIC COOLANTS

Bokova T.A.; Marov A.R.; Volkov N.S.; Meluzov A.G.; Zyryanova T.K.
(NNSTU n.a. R.E. Alekseev, Nizhny Novgorod, Russia)

Accelerator-controlled systems and research reactors with a heavy liquid metal coolant temperature (HLMC) of the order of 200–350 ° C, such as GUINEVERE, MYRRHA, CLEAR, are being developed in European countries and China. Also in Russia there is a promising project the SVBR-100 energy reactor with a lead-bismuth coolant temperature at the entrance to the active zone of 320 °C.

An important factor in the operability of such plants is the technology of maintaining a certain oxygen potential in the HLMC. This technology, developed, including with the participation of NSTU, ensures the operability of the energy circuits of critical fission reactors of heavy nuclei at operating temperatures of coolants 400–550 °C. However, such a coolant technology is not suitable for accelerated-controlled systems and research reactors operating at temperatures of 200–350 ° C. Thus, there is a need to develop new technology HLMC, as well as refinement of various components and mechanisms of circuits under new conditions, including sliding bearings of pumps.

There is extensive experience in working with hydrostatic bearings in the MCP of the BOR-60, BN-600, BN-800 reactor plants, where they have proven themselves well. NSTU has extensive experience working both with contact (“dry”) friction bearings and with hydrostatic bearings on stands under conditions of lead and lead-bismuth coolants. There are results of the wear of a hydrostatic bearing with double reciprocal slotted throttling depending on the operating time and the number of start-stop as a part of the FT-4 stand pump with lead coolant at temperatures of 400–550 °C. The analysis of such data will help in the further development of recommendations on the design and operating conditions of such bearings, including for HLMC with low temperatures (200–350 °C).

It was confirmed both by theoretical calculation, and empirically, that it is impossible to create workable hydrodynamic bearings operating in the medium of liquid metal coolants of reactor circuits.

Currently, NSTU plans to conduct research aimed at creating workable bearings for the conditions of reactors with accelerator-controlled systems and research reactors operating at temperatures HLMC 200–350 °C.

The presented results of obtaining in the field of application of the state task in the field of scientific activity (topic No. FSWE-2023-0005 “Features and applicability of the use of heavy liquid metal coolants in fast neutron reactors”).

О ПРЕДЕЛЬНОЙ МОЩНОСТИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Окунев В.С. (МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Россия)

В настоящее время в мире разрабатываются несколько концепций быстрых реакторов с теплоносителем на основе природного свинца. Российское направление (НИКИЭТ) предполагает использование смешанного мононитридного топлива (MN). Европейское направление предполагает использование смешанного монооксидного топлива (MOX). Концептуальные проекты с MOX-топливом отстают от российской концепции БРЕСТ по проработке технологий и заметно уступают по безопасности.

Основной задачей исследований является определение физических ограничений мощности быстрого реактора со свинцовым теплоносителем. Для этого решены задачи максимизации мощности реактора. За основу взята конструкция активной зоны, ТВС и твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300, разработанная к 2000 г. Зоны воспроизводства отсутствуют. Решена задача максимизации мощности реактора. При оптимизации учитывались ограничения, моделирующие самозащищенность реактора от аварий типа ATWS и их комбинаций. Активная зона имеет цилиндрическую форму. Рассматривались разные варианты используемых материалов. Базовый вариант основан на идеях БРЕСТ (MN-топливо, природный свинец, сталь ЭП823). Рассматривались некоторые новшества: использование теплоносителя на основе свинца, извлеченного из ториевых руд, вольфрамовые покрытия оболочек твэлов, топливо на основе микрозерен MN и нанопорошка металлического урана (до 20 % по объему). Нанопорошок урана размещен в порах микрозернистого топлива.

Самозащищенность от аварий типа LOF WS, TOP WS, LOHS WS, OVC WS и их комбинаций с учетом одновременного или неодновременного наложения событий обеспечивается для всех вариантов при электрической мощности до 2400 МВт.

Минимизируя пустотный эффект реактивности (ПЭР) для реакторов БРЕСТ-1200, -2000 и -2400, можно получить компоновку, для которой ПЭР отрицателен даже при наиболее опасном сценарии его реализации (осушение центральной части активной зоны). Это возможно при использовании свинца, извлеченного из ториевых руд, вольфрамовых покрытий твэлов, керметного топлива (на основе MN и нанопорошка урана). Для базового варианта наиболее опасно уменьшение плотности свинцового теплоносителя в центральной части активной зоны на 50…60 % (эмульсия свинца в активной зоне). При бесконечно большом радиусе ПЭР ≈ 7 β. Для БРЕСТ-2400 ПЭР немного более 6 β. ПЭР отрицателен при уменьшении плотности свинцового теплоносителя до 2 г/см^3 и ниже (в том числе при полном осушении). При переходе к теплоносителю на основе свинца ториевых руд ПЭР ≈ β в реакторе бесконечного радиуса. Максимум ПЭР соответствует уменьшению плотности свинца на 20…30 %. Использование вольфрамовых покрытий оболочек твэлов и свинца ториевых руд позволяет минимизировать ПЭР до нуля и отрицательных значений. Керметное топливо 0,8 MN - 0,2 U способствует снижению опасности аварий ATWS.

При учете предложенных новшеств реакторы типа БРЕСТ-1200, -2000 и -2400 могут стать основой безопасной крупномасштабной ядерной энергетики. В случае корректировки проектных решений безопасность не будет являться для реакторов типа БРЕСТ фактором, ограничивающим предельную мощность.

Ограничения мощности связаны с возможной потерей устойчивости реактора (при электрической мощности более 2000…2200 МВт). Эту мощность можно считать предельной. Кроме того, дальнейшее повышение мощности экономически не оправдано.

ABOUT THE LIMIT POWER OF THE FAST REACTOR WITH LEAD COOLANT

Okunev, V.S. (Bauman MSTU (NRU), Moscow, Russia)

Currently, several concepts of fast reactors with natural lead-based coolant are being developed in the world. The Russian direction (JSC NIKIET) assumes the use of mixed mononitride fuel (MN). The European direction involves the use of mixed monoxide fuels (MOX). Conceptual projects with MOX fuel lag behind the Russian BREST concept in terms of technology development and are noticeably inferior in terms of safety.

The main task of research is to determine the physical limitations of the power of a fast reactor with a lead coolant. For this, the tasks of maximizing the reactor power have been solved. The design of the core, fuel assemblies and fuel elements of the BREST-OD-300 reactor, developed by 2000, is taken as a basis. There are no breeding zones. The problem of maximizing the reactor power has been solved. The optimization took into account the limitations that simulate the self-protection of the reactor against accidents of the ATWS type and their combinations. The core has a cylindrical shape. Various options for the materials used were considered. The basic version is based on the ideas of BREST (MN-fuel, natural lead, EP823 steel). Some innovations were considered: the use of a coolant based on lead extracted from thorium ores, tungsten coatings of fuel pin cladding, fuel based on MN micrograins and uranium metal nanopowder (up to 20% by volume). Uranium nanopowder is placed in the pores of micro-grained fuel.

Self-protection against accidents such as LOF WS, TOP WS, LOHS WS, OVC WS and their combinations, taking into account the simultaneous or non-simultaneous superposition of events, is provided for all variants with an electrical power of up to 2400 MW.

By minimizing the void reactivity effect (VRE) for the BREST-1200, -2000 and -2400 reactors, it is possible to obtain an arrangement for which the VRE is negative even in the most dangerous scenario of its implementation (draining the central part of the core). This is possible when using lead extracted from thorium ores, tungsten coatings of fuel pins, cermet fuel (based on MN and uranium nanopowder). For the basic version, the most dangerous is a decrease in the density of the lead coolant in the central part of the core by 50 ... 60% (lead emulsion in the core).

With an infinitely radius of core VRE ≈ 7 β. For BREST-2400 VRE a little more than 6 β. VRE is negative when the density of the lead coolant decreases to 2 g / cm^3 and below (including with complete dehumidification). When switching to a lead-based coolant for thorium ores VRE ≈ β in a reactor of infinite radius. The maximum VRE corresponds to a decrease in the density of lead by 20 ... 30%. The use of tungsten coatings of the cladding of fuel elements and lead of thorium ores allows one to minimize the PER to zero and negative values. Cermet fuel 0.8 MN - 0.2 U helps to reduce the risk of ATWS accidents.

Taking into account the proposed innovations, reactors of the BREST-1200, -2000 and -2400 types can become the basis for safe large-scale nuclear power. In case of adjusting the design solutions, safety will not be a factor limiting the ultimate power for BREST reactors.

Power limitations are associated with a possible loss of stability of the reactor (at an electric power of more than 2000 ... 2200 MW). This power can be considered limiting. In addition, a further increase in capacity is not economically justified.

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ, ОХЛАЖДАЕМОГО УГЛЕКИСЛЫМ ГАЗОМ

Семишин В.В., Кавун О.Ю. (МГТУ им. Н.Э. Баумана (НИУ), Москва, Россия)

Исследуется газоохлаждаемый ядерный реактор на быстрых нейтронах с пониженным объемным энерговыделением топлива в активной зоне и пониженным давлением теплоносителя в первом контуре. Выполнен расчетный анализ нейтронно-физических характеристик активной зоны с различными видами топлива, проведен расчет топливных кампаний и изменения изотопного состава топлива, выполнена оценка возможной длительности работы топливной загрузки. Данные расчеты проводились с целью оценки возможности функционирования и безопасности реактора на быстрых нейтронах, охлаждаемого углекислым газом при низком давлении теплоносителя первого контура. Показана возможность повторного использования в данном реакторе отработанного ядерного топлива с тепловых реакторов типа ВВЭР-1000, составляющих основу реакторного парка РФ, и вовлечения нарабатываемого на тепловых реакторах плутония в топливный цикл рассматриваемого ядерного реактора на быстрых нейтронах. Исследования топливных кампаний проводились для нескольких видов топлива: свежий обогащенный диоксид урана, ремикс топливо, дообогащенное ураном-235, и отвальный уран, дообогащенный смесью изотопов плутония, извлеченных из ОЯТ реакторов типа ВВЭР. Выполненные расчеты показали безопасность рассматриваемого ядерного реактора и возможность его применения в замкнутом топливном цикле в рамках двухкомпонентной ядерной энергетики для более эффективной утилизации имеющихся запасов ядерного топлива.

INVESTIGATION OF NEUTRON-PHYSICAL CHARACTERISTICS OF A FAST NEUTRON NUCLEAR REACTOR COOLED BY CARBON DIOXIDE

Semishin, V.V.; Kavun, O.Yu. (Bauman MSTU (NRU), Moscow, Russia)

A gas-cooled fast neutron nuclear reactor with a reduced fuel power density in the core and a reduced coolant pressure in the primary circuit is being investigated. The calculated analysis of the neutron-physical characteristics of the core with various types of fuel was performed, the calculation of fuel campaigns and changes in the isotopic composition of the fuel was carried out, and the possible duration of the fuel campaign was estimated. These calculations were carried out in order to assess the possibility of functioning and safety of a fast neutron reactor cooled with carbon dioxide at low pressure in the primary circuit. The possibility of reuse in this reactor of spent nuclear fuel from thermal reactors of the VVER-1000 type, which form the basis of the reactor fleet of the Russian Federation, and the involvement of plutonium produced in thermal reactors in the fuel cycle of the considered fast neutron nuclear reactor is shown. Studies of fuel campaigns were conducted for several types of fuel: fresh enriched uranium dioxide; remix fuel, enriched with uranium-235; and depleted uranium, enriched with a mixture of plutonium isotopes extracted from spent nuclear fuel of reactors of the VVER type. The calculations performed showed the safety of the nuclear reactor under consideration and the possibility of its use in a closed fuel cycle within the framework of two-component nuclear power for more efficient utilization of existing nuclear fuel reserves.

КОМПЛЕКС ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ РАБОТ В ПОДДЕРЖКУ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКОВ РБМК НА ЗАВЕРШАЮЩЕМ ЭТАПЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Бирюков А.Н., Корецкий С.А., Наумкин А.С., Паршутин Е.В., Подосинников А.А., Рахманов А.П., Решетин В.Л., Седнев А.И., Тимофеев С.В., Усов С.М. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

С целью обоснования безопасности эксплуатации энергоблоков РБМК н завершающем этапе эксплуатации в АО «НИКИЭТ» был выполнен ряд НИОКР, направленных на экспериментальное подтверждение результатов ранее выполненных расчетов. В рамках НИОКР выполнялось:

- экспериментальное исследование силового взаимодействия элементов металлоконструкции схемы «КЖ» и графитовой кладки;
- экспериментальное исследование консервативности минимального предельно-допустимого значения прочности реакторного графита.

В рамках НИОКР по изучению силового взаимодействия МК схемы «КЖ» и графитовой кладки были выполнены испытания фрагмента МК сх. «КЖ» и имитатора графитового блока на испытательной машине Instron 8806. Также аналогичные испытания проведены на полномасштабном макете МК сх. «КЖ», нагружаемом графитовой колонной. Результатами НИОКР подтверждено, что при силовом взаимодействии МК схемы «КЖ» и графитовой кладки не происходит нарушения целостности металла металлоконструкции.

В рамках НИОКР по исследованию консервативности минимального предельно допустимого значения прочности реакторного графита на испытательных машинах было разрушено 30 фрагментов (четвертинок) графитовых блоков и 100 образцов из кернов графита различных конфигураций. Параметры нагружения учитывали деформацию графитовых блоков и колонн, вызванную нейтронным облучением в процессе эксплуатации реактора. Результатами НИОКР подтверждено ранее рассчитанное значение минимальной предельной прочности графита – 4МПа.

Результаты выполненных работы подтвердили консервативность методик, примененных в расчетных обоснованиях, и используются при оценках остаточного ресурса графитовой кладки и металлоконструкций на завершающем этапе эксплуатации РБМК.

RANGE OF EXPERIMENTAL ACTIVITIES IN SUPPORT OF SAFETY JUSTIFICATION FOR RBMK UNITS AT THE FINAL STAGE OF OPERATION

Biryukov, A.N.; Koretsky, S.A.; Naumkin, A.S.; Parshutin, Ye.V.; Podosinnikov, A.A.; Rakhmanov, A.P.; Reshetin, V.L.; Sednev, A.I.; Timofeev, S.V.; Usov S.M. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

To justify the safety of RBMK units operation at the final stage, a number of R&D studies was conducted at NIKIET JSC to experimentally confirm the results of previously performed calculations. The following was conducted as part of R&D:

- experimental study of force interaction of elements of the KZh-layout metal structure and graphite stack;
- experimental conservative study of the minimum permissible value of reactor graphite strength.

As part of R&D to study the force interaction of the KZh-layout metal structure and the graphite stack, tests of the KZh-layout metal structure fragment and the graphite block mockup were performed using the Instron 8806 test machine. Also, similar tests were performed on a full-scale mockup of the KZh-layout metal structure loaded with a graphite column. The results of R&D confirmed that during the power interaction of the KZh-layout metal structure and the graphite stack, there is no loss of integrity of the metal structure.

As part of R&D to study the conservativism of the minimum permissible value of reactor graphite strength using test machines, 30 fragments (quarters) of graphite blocks and 100 samples from graphite cores of various configurations were fractured. Loading parameters took into account deformation of graphite blocks and columns caused by neutron irradiation during reactor operation. The R&D results confirmed the previously calculated value of the minimum ultimate strength of graphite – 4 MPa.

The results of the work performed confirmed the conservatism of the methods used in the design justification and are used in the assessments of the remaining life of the graphite stack and metal structures at the final stage of RBMK operation.

НАВОДОРОЖИВАНИЕ ЦИРКОНИЕВЫХ ЧАСТЕЙ КАНАЛОВ СУЗ РЕАКТОРОВ РБМК-1000

Бакулин Д.В., Балдин В.Д., Бирюков А.Н., Шутько К.И. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), Аверин С.А. (АО «ИРМ», Заречный, Свердловская обл., Россия)

В докладе представлены результаты комплекса расчетно-аналитических работ по исследованию наводороживания циркониевого сплава каналов системы управления и защиты (СУЗ) реакторов РБМК-1000. В ходе работ выполнен анализ условий и истории эксплуатации каналов СУЗ, проведены послереакторные исследования каналов, эксплуатировавшихся более 30 лет, выполнен комплекс экспериментальных работ по изучению наводороживания циркониевого сплава и формированию скоплений гидридов в металле в лабораторных условиях, а также выполнено расчетное обоснование прочности каналов и разработана методика оценки их технического состояния и остаточного ресурса по критерию водородного охрупчивания.

HYDROGENATION OF ZIRCONIUM ALLOY IN THE RBMK-1000 REACTOR CONTROL AND PROTECTION SYSTEM CHANNELS

Bakulin, D.V.; Baldin, V.D.; Biryukov, A.N.; Shutko, K.I. (JSC NIKIET, Moscow, Russia); Averin, S.A. (JSC IRM, Zarechniy, Russia)

This paper presents the results of a series of computational and analytical studies to investigate the hydrogenation of zirconium alloy in the RBMK-1000 reactor control and protection system channels. The following was undertaken as part of the studies: an analysis of the CPS channel conditions and operating history, a post-irradiation examination of channels with a 30-year service life, a series of experimental studies to investigate the hydrogenation of zirconium alloy and formation of hydride clusters in metal in laboratory conditions, a computational channel strength justification, and development of a methodology to assess technical state and residual life of the channels with regard for the hydrogen embrittlement criterion.

УПРАВЛЕНИЕ РЕСУРСНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ РЕАКТОРОВ РБМК-1000. ОПЫТ И РАЗВИТИЕ

Ильин И.А., Бирюков А.Н., Михальченко А.П., Решетин В.Л. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В процессе эксплуатации уран-графитовых реакторных установок в результате радиационно-термического воздействия изменяются геометрические размеры графитовых блоков, происходит их изгиб, нарастание растягивающих напряжений на наружной поверхности

и сжимающих на внутренней поверхности, что в итоге, приводит к появлению продольных трещин и их раскрытию. С появлением трещин и их раскрытием происходит исчерпание проектных зазоров между колоннами, что приводит к искривлению колонн и кладки. При достижении предельно допустимого искривления дальнейшая безопасная эксплуатация энергоблока на мощности невозможна.

В 2013 году была разработана и успешно внедрена одна из ключевых форм управления ресурсными характеристиками графитовой кладки реактора РБМК-1000, заключающаяся в технологии удаления части графита путем резки графитовых блоков вдоль граней, смыкании разрезанных частей и частичном выпрямлении колонн и кладки. По мере проведения ремонтных работ выявлялись достоинства и недостатки применяемых методов с последующим их анализом и внедрением модернизаций в технологию ремонта. Так был осуществлен переход от «шахматной» схемы резки к «рядной», а затем разработана технология локального ремонта с резкой ГК ячеек СУЗ.

Как показал опыт эксплуатации реакторных установок в фазе интенсивного формоизменения графитовой кладки, помимо величины искривления существуют и другие факторы, зависящие от формоизменения графита и влияющие на безопасность эксплуатации реактора РБМК-1000. Одним из таких факторов является величина зазора между графитовой кладкой и металлоконструкцией схемы КЖ. При интенсивном формоизменении кладки происходит исчерпание зазора с возможным последующим разрушением упирающихся в металлоконструкцию графитовых колонн. Другим фактором является величина зацепления телескопического соединения тракта. Из-за усадки и искривления графитовых колонн возможно расцепление в узле ТСТ, что ставит под угрозу целостность трактов технологических каналов, следовательно, и возможность эксплуатации ячейки этих каналов.

В рамках работ по управлению ресурсными характеристиками было разработано множество устройств и роботизированных комплексов, направленных на поддержание дальнейшей безопасной эксплуатации реакторов РБМК в период ускоренного формоизменения графитовой кладки. Перечень оборудования включает как системы контроля, так и непосредственно ремонта.

Технология управления ресурсными характеристиками сделала возможным продление срока эксплуатации реакторных установок РБМК свыше проектного срока в 30 лет. Развитие данной технологии и модернизация применяемого по технологии оборудования на сегодняшний день позволяют не только продлить срок эксплуатации минимум до 50 лет, но и существенно сократить срок проводимых ремонтов.

Всего с 2013 года было проведено 38 этапов УРХ на 9 энергоблоках.

В настоящее время проводится усовершенствование методик прогнозирования формоизменения ГК на основе данных внутриреакторного контроля, оптимизация критериев предельного состояния кладки, продолжаются работы по модернизации применяемого оборудования и оснастки для улучшения результатов выполняемых работ и процесса управления ресурсными характеристиками.

MANAGEMENT OF ENDURANCE OF GRAPHITE STACK OF RBMK-1000 REACTORS. LESSONS LEARNED AND EVELOPMENT

Ilyin, I.A.; Biryukov, A.N.; Mikhalchenko, A.P.; Reshetin V.L. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

In the course of operation of uranium-graphite reactor facilities, the geometric dimensions of graphite blocks change sue to radiation and thermal impact: they bend, and the tensile stresses on the outer surface and the compression stresses on the inner surface increase, which ultimately leads

to longitudinal cracks and their opening. With cracking and crack opening, the design gaps between the columns are exhausted leading to curvature of the columns and the stack. Upon reaching the maximum permissible curvature, further safe power operation of the unit is impossible.

In 2013, one of the key forms of managing the endurance of the graphite stack of the RBMK-1000 reactor was developed and successfully introduced, which consists in the technology of removing part of graphite by cutting graphite blocks along their faces, closing the cut parts and partially straightening the columns and the stack.

As repair work was carried out, the advantages and disadvantages of the methods used were revealed followed by their analysis and the introduction of upgrades into the repair technology. Thus, the transition from the "checkerwise" cutting scheme to the "row-by-row" one was took place, and after that the technology of local repair with cutting CPS cells of graphite stack was developed.

As the experience of operation of reactor facilities in the phase of intensive graphite stack shaping has shown, in addition to the amount of curvature, there are other factors that depend on graphite form alteration and affect the safety of RBMK-1000 operation. One such factor is the size of the gap between the graphite stack and the metal structure of the KZh arrangement. With intense alteration of the stack form, the gap is exhausted with possible subsequent fracture of graphite columns bearing against the metal structure. Another factor is the amount of engagement of the telescopic link of the duct. Due to the shrinkage and curvature of graphite columns, disengagement in the heat exchange tube system unit is possible, which compromises the integrity of the ducts of the fuel channels, and, therefore, the possibility of operating the cell of these channels.

As part of the work on endurance management, many devices and robotic systems were developed to ensure further safe operation of RBMK reactors during the accelerated alteration of graphite stack form. The list of equipment includes both monitoring and repair systems.

The endurance management technology made it possible to extend the life of RBMK reactor facilities beyond the design life of 30 years. The development of this technology and the upgrade of the equipment used in accordance with this technology make it possible not only to extend the service life to at least 50 years, but also to significantly reduce the down time.

Since 2013, 38 stages of endurance management have been completed for 9 units.

Currently, we are improving the methods for predicting graphite stack form alteration based on in-core control data, optimizing the criteria for the limiting state of the stack, and continuing works on the upgrade of equipment and rigging used to improve the results of the works performed and the process of managing endurance.

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА MCU-NR

Алимов Ю.В., Рождественский И.М., Лебедев С.С., Юферева В.А., Шульга А.М., Ромадинов А.М., Жирнов А.П. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Программный комплекс (ПК) MCU-NR с банком данных MDBNR61 является развитием аттестованного ПК MCU-RBMK и предназначен для расчетов нейтронно-физических характеристик канальных энергетических реакторов РБМК-1000 на физических и энергетических уровнях мощности, а также мощности эквивалентной дозы (МЭД) от свежих и облученных ТВС РБМК-1000 и облученных кобальтовых дополнительных поглотителей.

Выполнены верификационные и кросс-верификационные исследования по оценке точности расчетов нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000. Выполнено расчетное моделирование измерений парового и быстрого мощностного коэффициентов

реактивности. Для определения интегральных и распределенных характеристик использовался метод сравнения с аттестованным программным комплексом MCU-RBMK.

Точностные характеристики MCU-NR и MCU-RBMK близки. При этом использование современной библиотеки нейтронных констант в области неразрешенных резонансов в ПК MCU-NR позволяет исключить систематическую погрешность расчета ПК MCU-RBMK для эффекта обезвоживания контура многократной принудительной циркуляции и эффекта обезвоживания технологических каналов с ТВС.

Верификационные исследования по определению точности расчета МЭД выполнены путем сравнения с данными по измерениям МЭД от свежих ТВС РБМК-1000 на производстве, измерениям радиационной обстановки на складе свежего топлива АЭС с РБМК-1000, измерениям МЭД от вагон-контейнеров с ОТВС РБМК-1000 при перевозке отработавшего топлива в ХОЯТ и измерениям МЭД от контейнеров со звеньями облученных кобальтовых дополнительных поглотителей.

Среднеквадратическое отклонение для измерений свежей ТВС С топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана РБМК-1000 составляет 49 %. Максимальное относительное отклонение не превышает 71 %. Среднеквадратическое отклонение для измерений МЭД на склад свежего топлива составляет 23 %. Максимальное относительное отклонение не превышает 53 %. Среднеквадратическое отклонение для 20 измерений МЭД от вагон-контейнеров с ОТВС составляет 52 %. Ослабление мощности дозы в контейнере составляет семь порядков. Максимальное относительное отклонение не превышает 83 %.

Максимальное отклонение результатов расчетов по ПК MCU-NR от результатов измерений МЭД от транспортного упаковочного комплекта с кобальтовыми стержнями дополнительного поглотителя Смоленской АЭС составляет 48 %. Среднеквадратическое отклонение составляет 25 %. По результатам верификационных исследований погрешности расчета мощности эквивалентной дозы от УКТ с СДПК с использованием ПК MCU-NR с банком данных MDBNR61 консервативно принята максимальная оценка (с учетом погрешности измерений) – 60 %.

VERIFICATION OF THE MCU-NR CODE

Alimov, Yu.V.; Rozhdestvensky, I.M.; Lebedev, S.S.; Yufereva, V.A.;
Shulga, A.M.; Romadinov, A.M.; Zhirnov, A.P. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The MCU-NR code with the MDBNR61 databank is an evolution of the certified MCU-RBMK code and is intended to calculate the neutronic characteristics of the RBMK-1000 pressure-tube power reactors at the physical and energy power levels, as well as the equivalent dose rate (EDR) from fresh and irradiated RBMK-1000 FAs and irradiated cobalt absorber rods (CAR).

Verification and cross verification tests were undertaken to estimate the accuracy of calculating the neutronic characteristics of RBMK-1000 reactors. Measurements of the void and fast power reactivity coefficients were simulated computationally. A method of comparison with the certified MCU-RBMK code was used to determine the integral and distributed characteristics.

The MCU-NR and MCU-RBMK codes have close accuracy characteristics. The exclusion is that there is no systematic error in calculations of the primary circuit voiding effect and the voiding effect for fuel channels with FAs using the MCU-NR code. The explanation is that a modern neutron constant library is used in the region of unresolved resonances.

The verification tests for the EDR calculation accuracy determination were conducted by way of comparison against the data from measuring the EDR from fresh RBMK-1000 FAs in fabrication, measuring the radiological environment in the RBMK-1000 NPP fresh fuel warehouse (FFW),

measuring the EDR from container cars with RBMK-1000 SFAs in the process of the spent fuel transportation to the SNF storage facility, and measuring the EDR from casks with irradiated cobalt absorber rod links.

The root-mean-square deviation for the fresh RBMK-1000 TVS-PChI FA measurements is close to 49 %. The maximum relative deviation does not exceed 71 %. The root-mean-square deviation for the FFW EDR measurements is 23 %. The maximum relative deviation does not exceed 53 %. The root-mean-square deviation for 20 measurements of the EDR from container cars with SFAs is 52 %. The dose rate attenuation inside the cask is seven orders of magnitude. The maximum relative deviation does not exceed 83 %.

The maximum relative deviation of the MCU-NR calculation results from the results of measuring the EDR from the shipping packaging set (SPS) with the Smolensk NPP CARs is 48 %. The root-mean-square deviation is 25 %. Using the MCU-NR code with the MDBNR61 databank, a maximum estimate of 60 % (taking into account the measurement error) has been assumed conservatively based on the verification test results for the CAR SPS equivalent dose rate calculation error.

ВЛИЯНИЕ ТЕХНОЛОГИИ MSIP НА СКОРОСТЬ РОСТА ДЕФЕКТОВ, РАЗВИВАЮЩИХСЯ ПО МЕХАНИЗМУ МКРПН В ТРУБОПРОВОДАХ ДУ300 НА ЭНЕРГОБЛОКАХ С РУ РБМК-1000

Юрин А.Н., Чалый А.А., Егранов М.П. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Технология пластического обжатия сварных соединений MSIP (Mechanical Stress Improvement Process) является одной из мер, обеспечивающих предотвращение растрескивания сварных соединений аустенитных трубопроводов Ду300 по механизму межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением (МКРПН), за счет снижения уровня растягивающих остаточных напряжений в околошовной зоне сварных стыков.

В 2020 году в сварном стыке Ду300 на Ленинградской АЭС, ранее подвергавшемся обжатию, была обнаружена трещина, подрост которой обусловлен МКРПН. Оперативное расследование, проведенное по факту случившегося, не дало пояснений относительно причин, спровоцировавших подрост дефекта, в результате чего были развернуты работы, посвященные дополнительному обоснованию прочности обжатых трубопроводов на энергоблоках с РУ РБМК-1000.

В докладе проанализированы сценарии, в ходе реализации которых возможно развитие трещины после использования технологии MSIP. С позиции подходов механики разрушения даны комментарии относительно причин развития дефекта в сварном шве трубопровода Ду300 на Ленинградской АЭС и сделаны выводы о влиянии MSIP на прочность трубопроводов после обжатия.

EFFECT OF THE MSIP TECHNOLOGY ON THE GROWTH RATE OF DEFECTS INDUCED BY ISCC IN Du300 PIPELINES AT UNITS WITH RBMK-1000 REACTORS

Yurin, A.N.; Chalyi, A.A.; Yegranov, M.P. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The MSIP (Mechanical Stress Improvement Process) technology of plastic compression of welded joints is one of the measures to prevent cracking of welded joints of Du300 austenitic pipelines by the mechanism of intergranular stress corrosion cracking (ISCC) through the reduction of the tensile residual stress level in the near-weld zone of welded joints.

In 2020, in the Du300 welded joint at the Leningrad NPP that was previously compressed, a crack was discovered, the undergrowth of which was attributed to MCIP. The on-the-spot investigation carried out in connection with the incident did not provide explanations regarding the reasons that provoked the growth of the defect. Thus, the activities on additional justification of the strength of compressed pipelines at units with RBMK-1000 reactors were started.

The paper analyzes scenarios in the course of which crack development is possible after the MSIP technology is used. From the point of view of fracture mechanics, comments are made on the causes of defect development in the welded joint of the Du300 pipeline at the Leningrad NPP and conclusions are drawn on the effect of MSIP on the strength of pipelines after compression.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНО-МАТЕМАТИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ВИБРОКОНТРОЛЯ И ДИАГНОСТИКИ

Матвеев Е.Л., Черкасова М.С., Матвеев А.Л., Лесных А.В., Рябинина В.Н.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Работа сложных машин и механизмов в промышленности непрерывно связана с эффектом вибраций, интенсивность и характер которых проявляется разным образом в зависимости от технического состояния оборудования. Поэтому, анализируя вибрации тем или иным методом, можно без вывода оборудования из рабочего режима получить достаточно полную и достоверную информацию о его текущем состоянии и зарождающихся в нем неисправностях.

Решение вышеописанной задачи – одна из ключевых целей в рамках разработки автоматизированной системы виброконтроля и диагностики (АСВД).

Программная часть системы вибродиагностики состоит из трех основных частей:

- модуля взаимодействия с оборудованием и обмена данными, обеспечивающего связь между составными частями ПО и СУБД;
- модуля диагностики и математической обработки данных, отвечающего за преобразование, обработку и анализ вибродданных. Назначением данного модуля является исследование поведения сигнала в режиме осциллографа, оценка основных параметров вибросигнала и проведение анализа Фурье с целью выявления отклонений в характере вибрации при работе оборудования под нагрузкой;
- модуля организации взаимодействия оператора и ЭВМ, представляющего собой клиентскую сторону пользовательского интерфейса к программно-аппаратной части системы. Модуль позволяет визуализировать для дальнейшей интерпретации и анализа как исходные сигналы в режиме реального времени, так и результаты математической обработки данных в виде графиков, таблиц, мнемосхем, отчетов по запросу оператора.

На видеокадрах отображения оперативных параметров состояния оборудования в реальном времени выводятся значения базовых параметров диагностики (прежде всего, СКЗ виброскорости) и информация о превышении уставок с соответствующей цветовой индикацией.

В ходе создания программно-математического обеспечения АСВД были разработаны и экспериментально испытаны функциональные программные модули, позволяющие решать все основные задачи получения, хранения, обработки, визуализации, анализа и интерпретации исходных данных вибрации оборудования.

Таким образом, АСВД представляет собой полноценную автоматизированную систему, работающую в режиме реального времени, с возможностью обработки, анализа и визуализации сигналов вибросигналов в частотных и временных областях, позволяющую выявлять дефекты роторного оборудования на основании результатов виброконтроля.

DEVELOPMENT OF SOFTWARE TO BE USED AS PART OF AUTOMATED VIBRATION MONITORING AND DIAGNOSTICS SYSTEM

Matveev, E.L.; Cherkasova, M.S.; Matveev, A.L.; Lesnykh, A.V.; Ryabinina V.N.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

Operation of complex machines and mechanisms in the industry is closely associated with vibrations, intensity and nature of which is manifested in different ways depending on the technical condition of the equipment. Therefore, through analyzing vibrations using different methods, it is possible to obtain fairly complete and reliable information about its current state and incipient malfunctions without shutdown of the equipment.

Resolution of the above problem is one of the key goals in the development of automated vibration monitoring and diagnostics system (AVMDS).

The software component of the vibration diagnostics system consists of three main parts:

- a module for interfacing with equipment and data exchange, which provides communication between the components of the software and the DBMS;
- a module for diagnostics and mathematical processing of data, which is responsible for transformation, processing and analysis of vibration data. The purpose of this module is to study the signal behavior in the oscilloscope mode, to evaluate the main vibration signal parameters and to conduct Fourier analysis in order to identify deviations in the nature of the vibration during operation of equipment under load;
- an operator-computer interface module, which is a client side of the user interface to the software and hardware of the system. The module allows the operator to visualize both the initial signals in real time and the results of mathematical processing of data in the form of graphs, tables, mnemonic diagrams, reports at the operator's request for further interpretation and analysis.

Real-time video frames of the equipment operating parameters show the values of the basic diagnostics parameters (first of all, vibration velocity RMS) and information on the setpoint overshoots with the corresponding color indication.

During the development of the AVMDS software, functional program modules were developed and tested experimentally, allowing to resolve the main problems related to obtaining, storing, processing, visualizing, analyzing and interpreting the initial data of the equipment vibration.

Thus, AVMDS is a real-time full-fledged automated system with the ability to process, analyze and visualize vibration signals in frequency and time domains, which allows detecting defects in rotary equipment based on the vibration monitoring results.

ДЕМПФИРОВАНИЕ РАЗРАБАТЫВАЕМОГО ВТУК ПРИ ДИНАМИЧЕСКИХ ВОЗДЕЙСТВИЯХ ВЫСОКОЙ ИНТЕНСИВНОСТИ

Виленский О.Ю., Душев С.А., Лапшин Д.А., Татарский А.М.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)

В АО «ОКБМ Африкантов» разрабатывается внутриобъектовый транспортный упаковочный комплект (ВТУК), предназначенный для транспортирования и хранения ядерного топлива на объекте использования атомной энергии. В основу разработки ВТУК легли требования нормативной документации (НП-061-05, НП-018-05, НП-001-15) и математический анализ напряженно-деформированного состояния конструкции при динамических воздействиях высокой интенсивности.

В конструктивном исполнении ВТУК является сложным и дорогостоящим изделием, к которому предъявляются повышенные требования безопасности. Например, ВТУК должен отвечать требованиям динамической прочности при воздействии ударных нагрузок, обладать при этом определенными демпфирующими качествами, снижающими внешние динамические нагрузки. В соответствии с требованиями НП-061-05 при проведении технологических и транспортных операций должна исключаться как возможность выпадения, так и нарушение расположения ядерного топлива внутри контейнера. Выполнение подобных требований возможно, прежде всего, в случае сохранения целостности (герметичности) ВТУК и отсутствия недопустимого формоизменения.

При формировании конструкции определяющими явились нагрузки, приходящие во время соударения с жестким основанием в результате падения ВТУК. Для использования расчетных методов при оценке прочности ВТУК во время динамических воздействий высокой интенсивности, нами были выполнены следующие условия:

- использованы достоверные данные о динамических характеристиках деформирования конструкционных материалов используемых в конструкции, полученных экспериментальными методами;
- разработана и обоснована математическая модель ВТУК;
- применен аттестованный конечно-элементный вычислительный комплекс (ANSYS/LS-DYNA), в котором реализовано полномасштабное математическое 3D-моделирование, позволяющее выполнять достаточно глубокий и детальный анализ динамических процессов;
- использованы экспериментально подтвержденные расчетные характеристики различных демпфирующих устройств.

Выполнение совокупности указанных условий позволило с умеренной долей консерватизма использовать на этапе проектирования расчетные методы обоснования динамической прочности ВТУК и выявить «слабые» элементы в конструкции.

По результатам математических исследований даны рекомендации по доработке конструкции, рекомендовано снизить динамические нагрузки, приходящие на ВТУК и его внутреннее наполнение, за счет демпфирования ударных поверхностей. Предложен демпфер с высокой степенью рассеивания, который плавно гасит значительную часть кинетической энергии падающей конструкции.

DAMPING OF THE DESIGNED ITPS DURING HIGH INTENSITY DYNAMIC IMPACTS

Vilenskii, O.Yu.; Dushev, S.A.; Lapshin, D.A.; Tatarskii, A.M.
(JSC "Afrikantov OKBM", Nizhny Novgorod, Russia)

JSC "Afrikantov OKBM" designs an in-object transportation packaging set (ITPS) intended for transportation and storage of nuclear fuel at nuclear facilities. The basis for the design of ITPS became the requirements of normative documents (НП-061-05, НП-018-05, НП-001-15) and mathematical analysis of the stress-deformed state of the design under high intensity impacts.

The ITPS design is a complicated and expensive article, which should meet exclusive safety requirements. For example, ITPS should meet the dynamic strength requirements under shock impacts, and at the same time it should possess certain damping properties reducing external dynamic loads. According to the requirements of НП-061-05, during technological and transportation operations it is necessary to exclude not only the possibility of falling, but also the possibility of distortion and

displacement of nuclear fuel inside the container. Meeting such requirements is possible, first of all, if the integrity (leak tightness) of ITPS is maintained and unacceptable deformation is absent.

During development of the design the determining factors were the loads appearing during collision with a rigid surface resulting from falling of ITPS. The following conditions were fulfilled to use computational methods for estimation of ITPS strength under high intensity impacts:

- application of reliable data about dynamic characteristics of deformation of the structural material of the design obtained by experimental methods;
- development and validation of ITPS mathematical model;
- application of qualified finite-element computational complexes (ANSYS/LS-DYNA), where full-scale mathematical 3D-modeling is implemented, which permits carrying out significantly deep and detailed analysis of dynamic processes;
- application of experimentally confirmed design characteristics of various devices.

Fulfillment of this complex of the specified conditions permitted, with moderate conservatism, to use computational methods for validation of the ITPS dynamic strength and to find "weak" elements of the design at the stage of development.

Based on the results of the computational research the recommendations were given for modification of the design, and it was possible to reduce dynamic loads coming to ITPS and its inner objects due to damping of the impact surfaces. A damper was proposed with high diffusing rate, which softly quenches significant part of kinetic energy of a falling structure.

ОЦЕНКА ПОСЛЕДСТВИЙ ПАДЕНИЯ ВЕРХНЕГО БЛОКА НА РЕАКТОР

Горюнов О.В., Вернер А.А., Мозжухин А.С.
(АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург, Россия)

Национальные нормы ряда стран (РФ, Финляндия, Венгрия, Китай и т.д.) в рамках обоснования безопасности объекта использования атомной энергии регламентируют учет в проекте систем и зданий последствий, возникающих при падения тяжелых грузов. Одним потенциально опасным сценарием с точки зрения влияния на ядерную безопасность является падение верхнего блока реактора ВВЭР на корпус реактора с максимальной высоты подъема. Используя статистику по случаям падения тяжелых грузов на ядерных объектах и принимая во внимание общий опыт эксплуатации всех энергоблоков АЭС можно оценить частоту – $3E^{-5}$/год; оценка частоты на основе теории надежности приводит к значениям менее 10^{-9}/год.

Указанное выше событие включено в перечень запроектных исходных событий: представляется целесообразным оценить последствия, уровень тяжести состояния АС и влияние на РУ в рамках апробированной методики анализа внутренних воздействий, основанной на опыте отечественного и международного проектирования АЭС.

Основная задача – верификация сохранения целостности корпуса реактора и трубопроводов ГЦТ. На основе результатов верификации выполняется оценка последствий (приводит ли событие к исходному событию, компенсируема ли течь и др.). Моделирование внутрикорпусных устройств и активной зоны будет рассмотрена в следующих работах. Верификация целостности оценивается в рамках расчетного анализа динамического напряженно-деформированного состояния. Расчетный анализ выполняется с применением программных комплекса Abaqus CAE/Explicit и ANSYS.

Представлен ряд результатов оценки целостности третьего физического барьера безопасности при падении верхнего блока с максимальной высоты при ППР. Результаты расчетов показали следующее:

1) В рамках анализа в упругой постановке целостность трубопроводов ГЦТ нарушается, что приводит к исходному событию, приводящему к уменьшению расхода теплоносителя в первом контуре.
2) В рамках реалистичного (упругопластического) расчета показано, что металл корпуса и ГЦТ сохраняет целостность. Образования несплошностей не происходит, металл третьего физического барьера безопасности сохраняет целостность, угрозы ядерной безопасности нет. Участие персонала и систем безопасности не требуется.

С целью снижения риска возникновения рассмотреного события рекомендуется поддерживать выскоий уровнь культуры безопаности, строго соблюдать требования безопаности и контроля работоспособности элементов полярного крана.

ASSESSMENT OF THE CONSEQUENCES OF THE FALL OF THE UPPER UNIT ON THE REACTOR

Goriunov O.V., Verner A.A., Mozzhukhin A.S.
(Atomenergoproekt JSC, Saint-Petersburg, Russia)

The national norms of a some of countries (Russian Federation, Finland, Hungary, China, etc.) within the framework of the safety justification of a nuclear facility regulate the consideration in the design of systems and buildings of the consequences arising from the fall of heavy loads. One potentially dangerous scenario from the point of view of the impact on nuclear safety is the fall of the upper block of the WWER reactor onto the reactor vessel from the maximum height of the ascent. Using statistics on cases of falling heavy loads at nuclear facilities and considering the general operating experience of all NPP power units, it is possible to estimate the frequency – $3E^{-5}$/year; frequency estimation based on reliability theory leads to values less than 10^{-9}/year.

Written above event is included in the list of beyond design basis initiating events: it seems appropriate to assess the consequences, the level of severity of the NPP condition and the impact on the reactor facility in the framework of a proven methodology for analyzing internal impacts based on the experience of domestic and international NPP design.

The main task is to verify the integrity of the reactor pressure vessel and pipelines of the MCP. Based on the verification results, the consequences are assessed (whether the event leads to the initial event, whether the leak is compensable, etc.). Modeling of internals and the active zone will be considered in the following works. Integrity verification is evaluated within the framework of the computational analysis of the dynamic stress-strain state. The computational analysis is performed using the Abaqus CAE/Explicit and ANSYS software packages.

A number of results of assessing the integrity of the third physical safety barrier when the upper block falls from the maximum height during the SPM are presented. The calculation results showed that:

1) As part of the analysis in the elastic setting, the integrity of the MCP pipelines is violated, which leads to an initiating event that leads to a decrease in the coolant flow in the primary circuit.
2) As part of a realistic (plastic elastic) calculation, it is shown that the metal of the case and the MCC retains its integrity. The formation of discontinuities does not occur, the metal of the third physical safety barrier retains its integrity, there is no threat to nuclear safety. The participation of personnel and security systems is not required.

In order to reduce the risk of occurrence of the considered event, it is recommended to maintain a high level of safety culture, strictly comply with the safety requirements and control the performance of the elements of the polar crane.

АНАЛИЗ ПРОЧНОСТИ ГЦТ АЭС С ВВЭР С УЧЕТОМ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ ПАРАМЕТРОВ

Аванов А.В. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия; АО «ЗиО-Подольск», Подольск, Россия),
Воробьев Ю.Б. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия; НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия),
Никитченко И.А. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия, АО «ЗиО-Подольск», Подольск, Россия)

Важнейшей частью АЭС любого типа является ядерная паропроизводительная установка (ЯППУ). От работоспособности ее элементов зависит безопасность, экономичность и надежность работы АЭС в целом. Одним из элементов ЯППУ является главный циркуляционный трубопровод (ГЦТ) – толстостенный трубопровод, в котором осуществляется циркуляция теплоносителя. Важнейшей характеристикой трубопровода является его механическая прочность. В настоящее время для расчетов на прочность оборудования в атомной энергетике широко используются расчетные коды типа ANSYS Mechanical, реализующие метод конечных элементов. Коды данного типа базируются на различных эмпирических моделях и методах, имеющих погрешности и неопределенности, которые необходимо учитывать в результатах расчета. Для анализа неопределенности (АН) используется подход, сходный с подходом, используемым в теплогидравлических кодах типа КОРСАР.

В программных средствах, используемых для расчетов на прочность, также существует неопределенность, и необходим ее учет посредством АН. По результатам указанных расчетов можно определить чувствительность результатов расчетов к погрешностям исходных данных.

В данной работе проводится расчет на прочность ГЦТ АЭС с реактором ВВЭР-1000 при одновременном воздействии давления гидроиспытания и сейсмических нагрузок, задаваемых линейно-спектральным методом, в соответствии с обобщенными спектрами из ПНАЭ Г-7-002-86, для сейсмичности площадки в 9 баллов. Расчеты проводились с использованием кода ANSYS Mechanical. Для моделирования диаграммы растяжения использовалась диаграмма билинейного кинематического упрочнения по ПНАЭ Г-7-002-86, расчеты проводились в упруго-пластической постановке.

К расчетам были применены методы АН и анализа чувствительности. После выполнения референтного расчета проводился АН на основе формулы Вилкса и вариации исходных данных. При генерации реализаций параметров их распределение принималось нормальным. Методом Монте-Карло генерировалось 100 наборов исходных данных, среди которых были свойства материалов, приведенных в ПНАЭ Г-7-002-86. В ходе анализа были определены толерантные интервалы для результирующих величин. Показано, что среднее по интервалу может отличаться на 10 % от результатов референтного расчета В тоже время для ряда других параметров по расчетному домену характеристик средние значения и референтные лежат достаточно близко. Анализ чувствительности позволил выявить наиболее влияющие параметры (модуль Юнга, коэффициент Пуассона), уточнение которых, позволит сузить толерантный интервал.

Данный метод может использоваться для других типов реакторных установок и других сценариев нагружения ГЦТ реактора, например, запроектных аварий. Он может использоваться для расчетов хрупкого разрушения и циклической прочности на различных сроках

эксплуатации с учетом изменения механических параметров и теплогидравлических характеристик и выявлять опасные сочетания свойств металла и нагружений. Также возможно использовать метод для сравнения различных расчетных кодов.

STRENGTH ANALYSIS OF MCP NPP WITH VVER WITH CONSIDERING UNCERTAINTY OF PARAMETERS

Avanov, A.V. (NRU MPEI, Moscow, Russia; JSC ZiO-Podolsk, Podolsk, Russia);
Vorobyov, Yu.B. (NRU MPEI, Moscow, Russia; NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia);
Nikitchenko, I.A. (NRU MPEI, Moscow, Russia; JSC ZiO-Podolsk, Podolsk, Russia)

The most important part of a nuclear power plant of any type is a nuclear steam generating plant (NSPU). The safety, efficiency and reliability of the NPP as a whole depend on the performance of its elements. One of the elements of the nuclear power plant is the main circulation pipeline (MCP) – a thick-walled pipeline in which the coolant circulates. The most important characteristic of the pipeline is its mechanical strength. At present, ANSYS Mechanical calculation codes that implement the finite element method are widely used to calculate the strength of equipment in the nuclear power industry. Codes of this type are based on various empirical models and methods that have errors and uncertainties that must be taken into account in the calculation results. For Uncertainty Analysis (AN) AN, an approach similar to that.

In the software used for strength calculations, there is also uncertainty and it is necessary to take it into account by means of AN. Based on the results of these calculations, it is possible to determine the sensitivity of the calculation results to the errors in the initial data.

In this work, the calculation of the strength of the MCC of a NPP with a VVER-1000 reactor is carried out under the simultaneous action of hydrotest pressure and seismic loads specified by the linear-spectral method, in accordance with the generalized spectra fromPNAE G-7-002-86, for the site seismicity of 9 points. The calculations were carried out using the ANSYS Mechanical code. To model the tension diagram, we used the diagram of bilinear kinematic hardening alongPNAE G-7-002-86, the calculations were carried out in the elastic-plastic setting.

The methods of AN and sensitivity analysis (AS) were applied to the calculations. After performing the reference calculation, AN was carried out based on the Wilks formula and variations of the initial data. When generating implementations of the parameters, their distribution was assumed to be normal. The Monte Carlo method generated 100 sets of initial data, among which were the properties of the materials given inPNAE G-7-002-86. During the analysis, tolerance intervals for the resulting values were determined. It is shown that the average over the interval can differ by 10 percent from the results of the reference calculation. At the same time, for a number of other parameters in the calculated domain of characteristics, the average and reference values are quite close. AF made it possible to identify the most influencing parameters (Young's modulus, Poisson's ratio), the refinement of which will narrow the tolerance interval.

This method can be used for other types of reactor facilities (reactor units) and other loading scenarios for the MCP reactor, for example, beyond design basis accidents. It can be used to calculate brittle fracture and cyclic strength at various operating times, taking into account changes in mechanical parameters and thermal-hydraulic characteristics, and to identify dangerous combinations of metal properties and loadings. It is also possible to use the method to compare different calculation codes.

ВОЗМОЖНАЯ РОЛЬ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В БЕЗУГЛЕРОДНОМ МИРЕ

Каплиенко А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Габараев Б.А., Черепнин Ю.С. (АО «НИКИЭТ», НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

Тепловые электростанции (ТЭС) отнесены наряду с транспортом к основным источникам техногенных выбросов диоксида углерода (CO_2), с которым связывают парниковый эффект нагрева нижних слоев земной атмосферы. По мнению многих ученых, с преодолением некоего порогового превышения средней температуры атмосферы возможно развитие необратимых процессов, угрожающих существованию человечества.

Правительства почти 200 стран добровольно приняли во избежание этой опасности решение о достижении нулевого выброса CO_2 к 2050 году. Для замещения ТЭС выбраны возобновляемые источники энергии (ВИЭ): ветровые и солнечные электростанции. Однако энергетические системы, базирующиеся только на ВИЭ, требуют многократного резервирования по установленной мощности из-за сильной зависимости их эффективности от суточных, сезонных и погодных факторов, не говоря уже о масштабе требуемых материальных ресурсов (металлы, полимеры, бетон, стекло и т.д.).

Самым же главным недостатком таких энергетических систем является отказ ВИЭ по общей причине, например, в случае глобального вулканического извержения, когда не может быть выполнено требование энергетической безопасности с целью энергетического обеспечения самых жизненно важных потребностей. Вполне очевидна необходимость дополнения подобной энергетической системы другим источником энергии, который бы не зависел от события, вызвавшего массовый отказ ВИЭ. На эту роль в большей степени подходит ядерная энергетика, если учитывать требование о безуглеродности.

Однако современная ядерная энергетика не совсем пригодна для такой роли из-за присущих ей недостатков (ограниченный топливный ресурс, нерешенные проблемы ОЯТ, радиоактивных отходов, нераспространения ядерных материалов). Эти недостатки могут быть устранены разрабатываемой в настоящее время двухкомпонентной ядерной энерготехнологией в замкнутом ядерном топливном цикле. В России, где работы в данном направлении наиболее продвинуты, сооружают опытно демонстрационный энергетический комплекс с ядерным энергоблоком БРЕСТ-ОД-300, который планируется запустить в 2026–2027 гг. Кроме того, еще одним перспективным направлением является создание атомных станций малой мощности.

POTENTIAL ROLE OF NUCLEAR POWER IN A CARBON-FREE WORLD

Kaplienko, A.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia);
Gabaraev, B.A.; Cherepnin, Yu.S. (NIKIET JSC, NRU MPEI, Moscow, Russia)

Thermal power plants (TPP), along with transport facilities, are the major sources for industrial emissions of carbon dioxide (CO_2) believed to be responsible for the greenhouse effect leading to overheating of the lower atmosphere. In the opinion of many scientists, there is a threshold value of the average atmospheric temperature exceeding which entails the potential for the development of irreversible processes threatening the existence of humankind.

To avoid this danger, governments in nearly 200 countries have chosen voluntarily to reach net zero CO_2 emissions by 2050. Renewable energy sources (RES), including wind and solar power plants, have been selected as substitutes for TPPs. However, energy systems based

on RES only need to be multiply redundant in terms of installed capacity due to their efficiency being heavily dependent on daily, seasonal and weather factors, leave alone the scale of the required material resources (metals, polymers, concrete, glass, etc.).

The major drawback of such energy systems is however the RES common-cause failure, e.g. in the event of a global volcanic eruption when no energy security requirement can be met to provide energy for satisfying the most vital needs. A need is fully evident for furnishing such energy system with another power source to be not dependent on the event that has caused the mass RES failure. With the net zero carbon requirement taken into account, nuclear power appears to be the best option in this respect.

Modern NP does not however fully suits this role due to its inherent drawbacks (limited fuel resources, pending SNF and RW handling and nuclear material nonproliferation issues). A potential solution to these drawbacks is a two-component nuclear power technology in a closed nuclear fuel cycle currently in the process of development. In Russia, where the greatest progress has been achieved in this field of development, under construction is a pilot and demonstration energy complex with the BREST-OD-300 nuclear unit expected to be started up in 2026–2027. Another promising designs to be developed are small nuclear power plants.

ОТЛАДКА И РЕСУРСНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ПОЛНОМАСШТАБНОГО МАКЕТА ПРОБООТБОРНИКА РУ БРЕСТ-ОД-300

Гордиенко А.С., Моркин М.С., Евстафьев А.М., Хижняк А.Г., Михайлов А.В., Шутов Б.С. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Пробоотборник предназначен для проведения периодического отбора и анализа проб свинцового теплоносителя первого контура реакторной установки (РУ) БРЕСТ-ОД-300 для получения эксплуатационных данных о состоянии активной зоны и другого оборудования первого контура, а также о состоянии радиационной безопасности РУ.

Перед разработчиками пробоотборника стояли следующие основные задачи:

- обеспечение возможности отбора проб свинцового теплоносителя как при работе РУ на мощности, так и на остановленной РУ, без затрагивания работы других систем;
- соответствие принятой концепции естественной безопасности РУ со свинцовым теплоносителем, исключающей размещение патрубков ниже уровня теплоносителя;
- исключение смешивания пробы из объема теплоносителя с приповерхностными слоями расплава;
- минимизация дозовых нагрузок на оператора пробоотборника;
- экспериментальная отладка для обеспечения гарантированного отбора пробы в автоматическом режиме.

Ранее были выбраны основные компоновочные решения пробоотборника; отработаны заполняемость капсулы свинцом и удержание его в капсуле при перемещении пробоотборного капилляра в наклонном канале; испытан макет электронагревателя, предназначенного для устранения возможных засоров свинцом трубки транспортировки пробоотборного капилляра с капсулой: проверена и доказана работоспособность электронагревателя и достигнут необходимый уровень надежности.

На завершающих этапах разработки технического проекта пробоотборника РУ БРЕСТ-ОД-300 выполнены экспериментальные работы, позволившие решить основные задачи, связанные:

- с контролируемым автоматическим перемещением пробоотборного капилляра с капсулой в протяженном неизотермическом изогнутом канале;
- автоматизированным созданием и поддержанием перепада давления на капсуле при ее перемещении;

- обеспечением требуемой точности позиционирования капсулы в крайних положениях для заполнения и для извлечения пробы;
- многоцикловым функционированием пробоотборника в автоматическом режиме.

К настоящему времени проведены испытания макета механизма транспортировки капиляра пробоотборника, в рамках которых были отработаны технические решения по отдельным узлам (механизм транспортировки капилляра, капилляр пробоотборный, газовый затвор (тройник, шибер, макет узла уплотнения капилляра), трубка транспортировки капилляра), а также опробовано и отлажено программное обеспечение, реализующее алгоритм перемещения капилляра пробоотборного и отбора пробы в условиях, приближенных к условиям на сооружаемой в настоящее время РУ БРЕСТ-ОД-300.

В докладе приведен ход выполнения работ, а также рассмотрены решения основных проблем, возникших при разработке пробоотборника свинцового теплоносителя.

ADJUSTMENT AND ENDURANCE TESTING OF A FULL-SCALE MOCKUP OF THE BREST-OD-300 SAMPLER

Gordiyenko, A.S.; Morkin, M.S.; Yevstafyev, A.M.; Khizhnyak, A.G.; Mikhaylov, A.V.; Shutov, B.S. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The sampler is designed for periodic sampling and analysis of lead coolant samples from the primary circuit of the BREST-OD-300 reactor facility to obtain operational data on the state of the core and other equipment of the primary circuit, as well as on the radiation safety of the reactor facility.

The developers of the sampler faced the following major problems:
- making lead coolant sampling possible both during power operation of the reactor facility and with the reactor facility shut down, without affecting the operation of other systems;
- compliance with the adopted concept of inherent safety of the lead-cooled reactor facility, which excludes the arrangement of branch pipes below the coolant level;
- preventing the sample from the coolant volume from mixing with the near-surface melt layers;
- minimization of radiation exposure on the sampler operator;
- experimental adjustment to ensure guaranteed sampling in an automatic mode.

Earlier, the main layout solutions for the sampler were selected, fillability of the capsule with lead and its retention in the capsule during the sampling capillary transfer in the inclined channel were optimized; the mockup of an electric heater designed to prevent possible lead clogs in the tube for transporting the sampling capillary with the capsule was tested; efficiency of the electric heater was examined and confirmed, and the necessary level of reliability was achieved.

At the final stages of developing the engineering design of the BREST-OD-300 sampler, experimental activities were carried out which made it possible to solve the major problems related to:
- controlled automatic transfer of the sampling capillary with the capsule in an extended non-isothermal curved channel;
- automated creation and maintenance of differential pressure across the capsule during its transfer;
- ensuring the required positioning accuracy of the capsule at the end positions for filling and withdrawing the sample;
- multi-cycle automatic operation of the sampler.

To date, the mockup of the sampler capillary transport mechanism has been tested, within the framework of which engineering solutions for individual units have been optimized (capillary transport mechanism, sampling capillary, gas seal (tee, gate, capillary seal assembly mockup),

capillary transport tube), and the software has been tested and debugged that implements the algorithm for sampling capillary transfer and sampling in the conditions close to those of the BREST-OD-300 reactor facility, which is currently under construction.

The report presents the progress of works, as well as the solutions to the major problems that arose during the development of the lead coolant sampler.

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЗАЛЕ РЕАКТОРА ИГР ПОСЛЕ ПРОВЕДЕНИЯ ПУСКОВ

Мухамедиев А.К., Вурим А.Д., Прозорова И.В., Прозоров А.А.
(ИАЭ РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан)

Оценены характеристики поля эффективной дозы и мощности дозы ионизирующего излучения, формирующейся в зале реактора ИГР при его работе на постоянной мощности 100 МВт в течение 40 секунд.

Определена величина эффективной дозы и ее мощности в экспериментальном устройстве с целью оценки уровня потенциальной радиационной нагрузки на малогабаритные нейтронные детекторы (камеры деления), которые предполагается использовать для измерения локальных значений плотности потока быстрых нейтронов при облучении устройства в реакторе ИГР.

Для проведения расчетов разработаны модели реактора ИГР с верхним перекрытием, бетонной биологической защитой и двумя вариантами загрузки центрального экспериментального канала реактора. Моделирование переноса фотонов выполнено с использованием кода MCNP5 и библиотеками констант ENDF/B-5,6, при этом характеристики продуктов деления, процессы распада ^{235}U и процессы формирования полей гамма-квантов описывались с использованием библиотек ядерных данных МАГАТЭ и JAEA.

Валидация предложенного метода расчета эффективной дозы выполнена по результатам прямых измерений эффективной дозы в зале реактора. Результаты валидации подтверждают корректность предложенных расчетных моделей и методик и, соответственно, допустимость их применения для оценки радиационной обстановки в зале реактора ИГР.

Полученные результаты будут использоваться при выборе мест размещения вторичной аппаратуры системы измерения параметров экспериментальных устройств.

DISTRIBUTION OF THE EFFECTIVE DOSE OF IONIZING RADIATION IN THE CENTRAL HALL OF THE IGR REACTOR AFTER START UPS

Mukhamediev, A.K.; Vurim, A.D.; Prozorova; I.V.; Prozorov, A.A.
(IAE Branch RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan)

The characteristics of the effective dose field and the dose rate of ionizing radiation generated in the IGR reactor room during its operation at a constant power of 100 MW for 40 seconds are estimated.

The value of the effective dose and its rate in the experimental device was determined in order to assess the level of potential radiation load on small-sized neutron detectors (fission chambers), which are supposed to be used to measure local values of the fast neutron flux density when the device is irradiated in the IGR reactor.

To carry out calculations, models of the IGR reactor with an upper ceiling, concrete biological shielding, and two options for loading the central experimental channel of the reactor were developed. The photon transport simulation was performed using the MCNP5 code and the ENDF/B-5,6 constant libraries, while the characteristics of fission products, ^{235}U decay processes, and the processes of formation of gamma-ray fields were described using the IAEA and JAEA nuclear data libraries.

The validation of the proposed method for calculating the effective dose was performed based on the results of direct measurements of the effective dose in the reactor hall. The validation results confirm the correctness of the proposed calculation models and methods, and, accordingly, the admissibility of their application for assessing the radiation situation in the IGR reactor hall.

The results obtained will be used when choosing the locations for the secondary equipment of the system for measuring the parameters of experimental devices.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ РЕАКТОРА ИГР ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБЛАСТИ БЕЗОПАСНОСТИ

Витюк В.А., Вурим А.Д., Витюк Г.А., Иркимбеков Р.А.
(РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан)

Имитационные испытания твэлов и тепловыделяющих сборок (ТВС) энергетических реакторов в исследовательских реакторах остаются одним из общепризнанных и надежных прямых методов получения экспериментальной информации, используемой как для верификации существующих и разрабатываемых компьютерных кодов, описывающих поведение топлива в энергетических реакторах на различных режимах, включая аварийные, так и для прямой экспериментальной оценки работоспособности твэлов и тепловыделяющих сборок.

Импульсный исследовательский реактор ИГР представляет несомненный интерес для исследователей, работающих в области обоснования безопасности атомной энергетики в связи с тем, что технические характеристики реактора обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, таких как время (от одной десятой до сотен секунд), флюенс тепловых нейтронов (до $3{,}7\times 10^{16}$ н/см^2), максимальный поток тепловых нейтронов в режиме нейтронной вспышки (до $0{,}7\times 10^{17}$ н/см^2·с). Последнее означает, что при любом режиме работы параметры нейтронного потока в реакторе ИГР могут на порядки превышать аналогичные показатели для энергетических реакторов, что обеспечивает возможность проведения динамических испытаний их топлива в моделирующих реакторных экспериментах. При этом достаточно большой размер экспериментальной полости в центре реактора позволяет проводить эксперименты с ТВС, оснащенными десятками твэлов. Кроме того, возможна реализация, в пределах располагаемой высоты, многоуровневой вертикальной компоновки экспериментальной секции с разделением на функциональные блоки, например: блок плавления, блок управляемого перемещения расплава, блок приема расплава с возможностью обеспечения остаточного энерговыделения и т. д. Это, вкупе с имеющейся возможностью использования различных теплоносителей, позволяет моделировать в условиях исследовательской реакторной установки фактически всю последовательность развития тяжелой аварии в активной зоне ядерного реактора.

Благодаря своим техническим характеристикам, ИГР остается уникальным инструментом для проведения широкого спектра исследований в поддержку безопасности атомной энергетики. Реализация каждой экспериментальной программы повышает уровень компетенции исследовательского персонала, расширяет методическую и техническую базу испытаний,

создает основу для постановки и достижения новых, более глобальных целей, расширения международного сотрудничества в сфере исследования тяжелых аварий.

В данной работе представлено краткое описание основных результатов наиболее значимых исследований в области безопасности, проведенных на ИГР.

Работа выполнена при финансировании Комитета науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Грант № AP09058353 «Разработка инструментария для моделирования динамики нейтронного поля импульсного исследовательского ядерного реактора»).

MAIN RESULTS OF THE REACTOR IGR USE FOR RESEARCH IN SAFETY AREA

Vityuk, V.A.; Vurim, A.D.; Vityuk, G.A.; Irkimbekov, R.A.
(RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan)

Simulation tests of the fuel rods and fuel assemblies (FAs) of power reactors in research reactors are still one of the widely recognized and reliable methods for obtaining of experimental information used both for validation of available and developed computer codes describing fuel behavior in power reactors at different conditions including accident ones, and for direct experimental evaluation of fuel rods and FAs performance.

The impulse graphite research reactor (IGR) is of great interest for researchers dealing with substantiation of safety of the nuclear power plants due to the fact that technical specifications of the reactor provide a possibility of a severe accident simulation in a wide range of key evaluations such as time (from one tenth to hundreds of seconds), heat flux fluence (up to 3.7×10^{16} n/cm^2), maximum flux of thermal neutrons in neutron flash mode (up to 0.7×10^{17} n/cm$^2\cdot$ s). The latter means that at any operation mode, parameters of a neutron flux in the IGR may several times exceed similar values of power reactors that ensures an ability to perform dynamics tests of their fuel in reactor simulation experiments. At the same time, quite big experimental cavity in the reactor center allows conducting experiments with FAs containing dozens of fuel rods. Besides, within an available height it is possible to implement a multilayered vertical arrangement of a test section with separation into such functional blocks as melting block, block for melt controlled movement, block for melt receiving with a possibility to provide a heat decay and so on. This, combined to availability to use different coolants, enables simulating almost all sequence of a severe accident development in a reactor core in conditions of research reactor facility.

Thus, the IGR due to its technical specifications is still unique tool for implementing a wide range of research in support of safety of the nuclear power plants. Implementation of each experimental program boosts a level of research personnel competence, expands methodological and technical test base and create a foundation for setting and reaching new and wider goals, expanding international collaboration in severe accident investigations.

The paper presents a summary of the key results of the most important research at the IGR in safety terms.

This research was funded by the Science Committee of the Ministry of Education and Science of the Republic of Kazakhstan (Grant No. AP09058353 “Development of Means for Simulation of Neutron Field Dynamics of the Impulse Graphite Reactor”)

СИСТЕМА АВТОМАТИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ОБРАТНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА РУ МБИР

Третьяков И.Т. Романова Н.В. Юхнов Б.М. Маслов Н.В.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Организация теплоотвода в реакторной установке МБИР предусматривает две независимых петли, каждая из которых содержит три контура теплоотвода и контур системы аварийного отвода тепла. Трехконтурная схема охлаждения является оптимальной для реакторов на быстрых нейтронах, предотвращающей попадание питательной воды III контура в натрий I контура охлаждения, а также попадания радиоактивного натрия в пароводяной контур при разуплотнении теплопередающих поверхностей парогенератора. В качестве парогенератора (ПГ) используется обратный тип парогенератора (ОПГ), в котором натрий находится в теплоотводящих трубках, а вода в межтрубном пространстве.

Для обеспечения безопасной работы II контура разработана документация системы автоматической защиты парогенератора (САЗ ПГ). В РУ МБИР предусмотрено по одной САЗ ПГ на каждую петлю установки. Функционально САЗ ПГ является комплексной системой и включает в себя технологическую часть с КИП, приборы индикации межконтурной течи и систему контроля и управления (СКУ).

Основные функции, обеспечиваемые САЗ ПГ:

- индикация течи воды в натрий при межконтурной неплотности парогенератора и быстрый вывод парогенератора из работы за время меньшее, чем время развития «малой» течи в «большую» и, тем самым, обеспечение минимально возможного распространения по II контуру продуктов взаимодействия воды с натрием;
- защита парогенератора, трубопроводов и оборудования II контура от превышения допустимого давления при «большой» течи и соответственно, возможной разгерметизации по отношению к внешней среде, за счет быстрого отключения парогенератора по III контуру, дренирование рабочих сред из полостей аварийного парогенератора за минимально возможное время и консервацию его натриевого контура аргоном, пароводяного контура азотом;
- прием натрия и продуктов взаимодействия в сосуды аварийного сброса.

AUTOMATIC PROTECTION SYSTEM FOR THE MBIR REACTOR REVERSE STEAM GENERATOR

Tretyakov, I.T.; Romanova, N.V.; Yukhnov, B.M.; Maslov N.V.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

Two independent loops, each comprising three heat removal circuits and the emergency heat removal system circuit, are provided for the heat removal in the MBIR reactor facility. A three-circuit cooling system is an optimal choice for fast neutron reactors, which prevents the tertiary circuit feedwater from entering the primary cooling circuit sodium, and radioactive sodium from entering the steam-water circuit as the result of the SG heat-transfer surface losing its integrity. A reverse steam generator (RSG) is used as the steam generator (SG), in which sodium is in the heat removing tubes and water is in the tube space.

To ensure safe operation of the secondary loop, documentation has been developed for the steam generator automatic protection system (SG APS). The MBIR reactor facility includes one SG APS for each circuit. Functionally, the SG APS is an integrated system and comprises a process part with instrumentation, inter-circuit break sensing devices, and the monitoring and control system (MCS).

The key functions supported by the SG APS are:

- sensing of the water leakage into sodium in the event of a steam generator inter-circuit break and rapid SG deactivation that takes less time than the time needed for the minor break to develop into a major break, thus ensuring the smallest possible spread of the water-sodium interaction products through the secondary loop;
- protection of the secondary loop steam generator, pipelines and components against overpressure as the result of a major break and, accordingly, the potential loss of integrity relative to the ambient environment thanks to the rapid SG disconnection though the tertiary circuit, drain of fluids from the damaged SG cavities in the shortest possible time, and isolation of its sodium circuit by argon and the steam-water circuit by nitrogen;
- collection of sodium and the interaction products into the emergency discharge tanks.

РЕАЛИЗАЦИЯ ПРОЕКТА «СОЗДАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА (ИЖСР)» НА ПЛОЩАДКЕ ФГУП «ГХК»

Павленко А.П. (ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Россия)

Реактор на расплаве солей – одна из конструкций ядерных реакторов, исследуемая в настоящее время на предмет коммерческого применения. Указанное направление включено международным форумом Generation IV в список реакторных технологий IV поколения. Работы по развитию указанного направления проводятся во многих странах, включая Россию.

Приказом Госкорпорации «Росатом» в 2020 г. дан старт работ по разработке и демонстрации ключевых технологических решений и созданию исследовательского жидкосолевого реактора с модулем переработки отработавшего ядерного топлива (ИЖСР с МП ОЯТ) на площадке ФГУП «ГХК». Роль головной научной организации в Проекте «ИЖСР» выполняет НИЦ «Курчатовский институт», головной проектной организации и головной конструкторской организации в части реакторной установки и МП ОЯТ – АО «НИКИЭТ», научного руководителя в части разработки технологии подготовки и поддержания состава топливной соли, технологии МП ОЯТ ИЖСР –АО «ВНИИНМ». Организацией-координатором и эксплуатирующей организацией определен ФГУП «ГХК».

Создание ИЖСР является первым этапом создания и освоения технологии утилизации минорных актинидов (МА – америция, нептуния, кюрия) путем их «сжигания» (трансмутации) с целью снижения долговременной потенциальной опасности отходов переработки ОЯТ энергетических реакторов. Такая технология является перспективным элементом инфраструктуры замкнутого ядерного топливного цикла двухкомпонентной атомной энергетики. В последующем сжигание минорных актинидов от переработки ОЯТ легководных реакторов позволит значительно сократить объем высокоактивных отходов, подлежащих окончательной изоляции в глубинных геологических формациях.

Целью создания на ФГУП «ГХК» ИЖСР мощностью 10 МВт является демонстрация практической реализуемости жидкосолевой топливной технологии и технологии утилизации МА, а также решение экспериментальных задач для создания промышленного жидкосолевого реактора-сжигателя большой мощности.

Согласно дорожной карте реализации проекта сооружения ИЖСР в 2030 г. планируется получение лицензии на эксплуатацию исследовательской ядреной установки ИЖСР на «нулевой» мощности, чему предшествует комплекс конструкторских, проектных, научно-исследовательских и строительно-монтажных работ.

С 2020 года и по настоящее время Проект ИЖСР находится на стадии НИОКР. Основные задачи, на решение которых направлен комплекс работ по Проекту:

- выбор конструкционного материала, стойкого к воздействию агрессивных сред при высокой температуре и облучении;
- приготовление и поддержание качества солевых систем, обращение с тритием и газовыми продуктами деления;
- разработка расчетных нейтронно-физических и теплогидравлических кодов;
- разработка приборов контроля расхода, уровнемеров и др. для специфических условий эксплуатации;
- разработка нормативной базы для регулирования безопасности.

С 2024 года планируется приступить к выполнению предпроектных и проектных работ.

IMPLEMENTATION OF THE PROJECT "RESEARCH MOLTEN SALT REACTOR DEVELOPMENT AT THE FSUE "MCC" SITE"

Pavlenko, A.P. (FSUE "MCC", Zheleznogorsk, Russia)

A molten salt reactor is a class of nuclear reactor, which is currently being investigated for its commercial application. The Generation IV International Forum included this vector of activities in its IV Generation reactor technology list. Today such development activities are being carried out in many countries, including Russia.

In accordance with an order of the State Corporation Rosatom, in 2020 the work started to develop and demonstrate key technological solutions and develop a research molten salt nuclear reactor with a unit for spent nuclear fuel reprocessing (RMSR and SNF RU) at the FSUE "MCC" site. The roles in the RMSR project are as follows: the lead scientific institution is the National Research Center "Kurchatov Institute", the lead research and development institution for the research reactor and SNF RU — AO "NIKIET", and the lead on development of the technology for salt fuel composition preparation and maintenance, as well as of MSR SNF reprocessing technology — AO "VNIINM". The FSUE "MCC" was appointed as a coordinator and operator.

The RMSR development is the first step in developing and mastering the recycling technology for MA (americium, neptunium, curium) by their transmutation (burning) to decrease a long-term potential danger posed by the waste arisen from reprocessing spent nuclear fuel (SNF) from nuclear power reactors. This technology is a promising element of the closed nuclear fuel cycle infrastructure of a two-component nuclear power industry. In future, burning of the minor actinides recovered in reprocessing SNF from light water reactors will help to significantly decrease the amounts of high-active waste that needs to go to final disposal in deep geological formations.

The objective of building a 10-MWth RMSR reactor at the FSUE «MCC» is to demonstrate feasibility of the molten salt fuel technology and MA transmutation technology, as well as to solve experimental problems in order to develop a commercial high-power MSR.

In accordance with the RMSR project road map, the plan for 2030 is to obtain a license to operate a zero-power RSMR. For that, a series of research and development, design, building and assembling work must be done.

From 2020 until the present time the RMSR project has been at the research and development phase. The project works are to pursue the following objectives:

- select a structural material, which is resistant to aggressive substances at a high temperature and irradiation;
- prepare and keep quality of salt systems, treat tritium and gaseous fission products;

- develop neutronic and hydrodynamic codes;
- develop flow monitors, level gauges etc. for specific operating conditions;
- develop regulatory framework to regulate safety.

The plan for 2024 is to start the pre-project and project activities.

ОТ НОВЫХ ЛОКАЛЬНЫХ ЗАДАЧ ОПТИМИЗАЦИИ К УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫМ ЯДЕРНЫМ ТЕХНОЛОГИЯМ

Окунев В.С. (МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Россия)

После завершения концептуальных проработок ЯЭУ нового поколения задачи оптимального проектирования теряют актуальность. Им на смену приходят новые задачи (в том числе оптимизационные — задачи локальной оптимизации). Решение таких задач позволяет выбрать новые материалы и в конечном итоге ведет к совершенствованию технологий. В качестве примера рассматриваются проекты быстрых реакторов со свинцовым охлаждением. Такие установки характеризуются самозащищенностью. Технологически освоенные реакторы других типов не позволяют проиллюстрировать решение задачи, поскольку не обладают свойством внутренней самозащищенности от всей совокупности аварий, не исключенных детерминистически.

Можно выделить два этапа решения задач оптимального проектирования ЯЭУ. На первом этапе актуально решение непрерывных задач оптимизации компоновки РУ, в том числе в условиях неопределенности. В качестве управляющих параметров обычно выбирают геометрические характеристики активной зоны и решетки твэлов (ТВС), размеры зон, расход теплоносителя и другие. В числе ограничений задачи — ограничения для функционалов, характеризующих номинальные режимы работы реактора (функционалов надежности), аварийные режимы типа ATWS и их комбинации, не исключенные детерминистически (функционалов безопасности). В качестве критерия оптимальности рассматривают экономические характеристики АЭС. После получения оптимального варианта необходимо уточнение результатов на основе использования прецизионных кодов. Это связано и с использованием приближенных математических моделей в оптимизации, и с дискретностью решаемых задач.

Второй этап предполагает наличие известных (принятых в концептуальном проекте) параметров компоновки реактора. Эти параметры принимают за основу. Они не требуют радикального изменения, но их можно корректировать. Оптимизация геометрии активной зоны не нужна, нужны новые материалы, и, как следствие, новые технологии. Формулируют новые локальные задачи оптимизации, где в число управляющих параметров включают физические, химические, прочностные свойства материалов активной зоны: топлива, теплоносителя, конструкционных материалов, их стоимостные характеристики, технологическую освоенность и совместимость. Актуально решения таких задач без критерия оптимальности на поиск области (множества) допустимых материалов активной зоны (и не только активной зоны).

Решение таких задач часто абстрактно: не соответствует реальным материалам. После определения области допустимых материалов требуется поиск реальных материалов (если они существуют) с заданными свойствами. Например, при выборе оптимального топлива в числе управлений задачи рассматривают плотность, теплоемкость и теплопроводность топлива, в числе ограничений задачи — температуру плавления или начала разложения топлива. Максимально допустимое значение температуры может изменяться в процессе

решения задачи. Если оно уменьшается, необходимы дополнительные (в том числе технологические) ограничения, препятствующие этому. В наиболее удачных случаях при качественном изменении состава топлива максимально допустимую температуру удается сохранить постоянной.

Однако, если практическая реализация выполнима, можно ожидать не просто усовершенствования ядерных технологий, но и технологических прорывов, причем в рамках существующих технологий, разработанных ранее.

FROM NEW LOCAL OPTIMIZATION TASKS TO IMPROVED NUCLEAR TECHNOLOGIES

Okunev, V.S. (Bauman MSTU, Moscow, Russia)

After completing the conceptual studies of a new generation of nuclear power plants, the tasks of optimal design lose their relevance. They are being replaced by new tasks (including optimization ones - problems of local optimization). The solution to such problems allows you to choose new materials and, ultimately, leads to improved technologies. As an example, projects of fast lead-cooled reactors are considered. Such installations are characterized by self-protection. Technologically advanced reactors of other types do not allow us to illustrate the solution of the problem, because they do not possess the property of inherent safety from the whole set of accidents, not ruled out deterministically.

There are two stages to solving the problems of optimal design of nuclear power plants. At the first stage, it is relevant to solve continuous problems of optimizing the layout of reactor, including in the face of uncertainty. As control parameters, the geometrical characteristics of the core and the lattice of fuel elements (fuel assemblies), zone sizes, coolant flow rate, and others are usually chosen. Among the limitations of the problem are restrictions for the functionalities characterizing the nominal operating modes of the reactor (reliability functionals), emergency modes of the ATWS type and their combinations, which are not ruled out deterministically (safety functionals). The economic characteristics of nuclear power plants are considered as a criterion of optimality. After obtaining the best option, it is necessary to refine the results based on the use of precision codes. This is due to the use of approximate mathematical models in optimization, and to the discreteness of the problems being solved.

The second stage assumes the presence of known (accepted in the conceptual design) reactor layout parameters. These parameters are taken as a basis. They do not require a radical change, but they can be adjusted. Optimization of the geometry of the core is not needed, we need new materials, and, as a result, new technologies. New local optimization problems are formulated, where the control parameters include the physical, chemical, strength properties of core materials: fuel, coolant, structural materials, their cost characteristics, technological assimilation and compatibility. It is relevant to solve such problems without an optimality criterion for the search for a region (set) of permissible core materials (and not only the core).

The solution to such problems is often abstract: it does not correspond to real materials. After determining the area of acceptable materials, a search for real materials (if they exist) with specified properties is required. For example, when choosing the optimal fuel, the density, heat capacity and thermal conductivity of the fuel are considered among the task control parameters, and the melting point or the beginning of the decomposition of the fuel is among the task restrictions. The maximum allowable temperature may vary during the solution of the problem. If it decreases, additional (including technological) restrictions are needed to prevent this. In the most successful cases, with a qualitative change in the composition of the fuel, the maximum allowable temperature can be kept constant.

However, if the practical implementation is feasible, one can expect not just improvements in nuclear technology, but also technological breakthroughs, and within the framework of existing technologies developed earlier.

The proposed approach is universal. It is equally applicable in the development of new high-temperature equipment intended for use in special conditions, including high radiation exposures.

ОСОБЕННОСТИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ С ТВС ПИК-2

Мороко В.И. (НИКИЭТ, Москва Россия), Мясников А.А.
(НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия),
Захаров А.С., Фридман С.Р. (НИЦ «Курчатовский институт» – ПИЯФ, г. Гатчина, Россия)

Реактор ПИК – исследовательский реактор корпусного типа с легкой водой под давлением в качестве теплоносителя и тяжеловодным отражателем. В 2022 году коллективами организаций:

- головная научная организация: ФГБУ «НИЦ «Курчатовский институт»,
- головная конструкторская организация: АО «НИКИЭТ»,
- головная проектная организация: ЗАО «НПО Спецпроект»,
- эксплуатирующая организация: ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт»-ПИЯФ,

проведены работы этапа энергетического пуска реактора ПИК до 10 МВт. Была достигнута мощность 7 МВт. Все эксперименты проведены на загрузке из 12 шестигранных ТВС ПИК-1 пускового комплекта. Для дальнейшей эксплуатации реактора ПИК разработана ТВС ПИК-2, отличительными чертами которой является:

- использование твэла, с увеличенной загрузкой топлива,
- использование стержней выгорающего поглотителя,
- замена материал чехла со стального на циркониевый,
- создан дополнительный тип ТВС для расположения навески образцов-свидетелей с целью опережающего набора флюенса корпуса реактора и центрального экспериментального канала.

В докладе приведены результаты исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора с ТВС ПИК-2. Представлены:

- основные принципы формирования конструкции ТВС ПИК-2;
- характерное распределение энерговыделения;
- плотность потока нейтронов;
- баланс реактивности;
- схема набора активной зоны с ТВС ПИК-2;
- стартовые компоновки активной зоны ТВС ПИК-2.

NEUTRONIC FEATURES OF THE CORE WITH PIK-2 FAs

Moroko, V.I. (NIKIET, Moscow, Russia);
Myasnikov, A.A. (NRC "Kurchatov Institute" , Moscow, Russia);
Zakharov, A.S., Fridman, S.R. (NRC "Kurchatov Institute" – PNPI, Gatchina, Russia)

The PIK reactor is a vessel-type research reactor with pressurized light water as a coolant and a heavy water reflector. In 2022, the staff from the following organizations:

- Head scientific organization: Federal State Budgetary Institution "NRC "Kurchatov Institute",
- Head engineering organization: NIKIET JSC,

- Head design organization: CJSC NPO Spetsproekt.
- Operating organization: Federal State Budgetary Institution National Research Center "Kurchatov Institute" – PNPI,

undertook activities within the framework of PIK reactor power start-up to reach 10 MW. A power of 7 MW was attained. All experiments were carried out with a loading of 12 PIK-1 hexagonal fuel assemblies from the start-up set. For further operation of the PIK reactor, PIK-2 fuel assemblies were developed, the distinctive features of which are as follows:

- use of a fuel element with increased fuel loading,
- use of burnable absorber rods,
- replacement of steel jacket material with zirconium,
- an additional FA type was developed for placing a test portion of witness samples for earlier reactor vessel and central experimental channel fluence accumulation.

The report presents the results of a study of the neutronics of the reactor core with PIK-2 fuel assemblies. The following is presented:

- the basic principles of PIK-2 FA design development.
- characteristic power density distribution;
- neutron flux density;
- reactivity balance;
- map of PIK-2 fuel assemblies in the core;
- startup layouts of the PIK-2 FA core.

СВИНЦОВЫЙ РЕАКТОР С ЖЕСТКИМ НЕЙТРОННЫМ СПЕКТРОМ

Самохин Д.С., Хорасанов Г.Л. (ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия)

Как известно, при делении ядер выделяются нейтроны со средней энергией по спектру около 2 МэВ. Однако в ныне функционирующих быстрых натриевых реакторах средняя энергия нейтронов в активной зоне (АЗ) не превышает 0,25 МэВ. Между тем в некоторых приложениях может возникнуть необходимость получения более жесткого спектра нейтронов, например, для выжигания минорных актинидов, получения медицинских радионуклидов путем реакции (n, p) и др. Такой реактор должен иметь АЗ малых размеров, а также слабо замедляющие нейтроны топливо и теплоноситель. В докладе рассматривается возможность получения реактора с нейтронным спектром, близким к спектру деления ядер. Приводятся результаты расчета АЗ такого реактора с тепловой мощностью 25 МВт. Размеры АЗ выбраны равными $D \times H = 0{,}4 \times 0{,}4 м^2$. В качестве топлива предлагается использовать металлическое – сплав энергетического плутония с цирконием в соотношении 58%Pu-42%Zr и температурой плавления 1400 °С. При этом температура оболочки твэла будет составлять 610°С. Теплоносителем в АЗ, нагреваемой до 530 °С, может служить расплав природного свинца, Pb-nat, либо расплав стабильного изотопа свинца, Pb-208, с высоким порогом неупругого рассеяния нейтронов, 2,63 МэВ. При использовании Pb-nat в качестве теплоносителя средняя энергия нейтронов в центре АЗ, с плотностью потока нейтронов $3 \cdot 10^{15}$ 1/см^2·с, равна 0,869 МэВ. Использование расплава Pb-208 позволит увеличить среднюю энергию нейтронов на 14 %, до величины близкой к 1 МэВ. При этом 42,4 % нейтронов сосредоточено в области энергий 0,8–4,0 МэВ. Расплав Pb-208 можно использовать для переноса тепла только в топливной части АЗ, в боковых экранах, отделенных перегородкой, может циркулировать Pb-nat. В этом случае потребуется не более 500 кг высокообогащенного Pb-208. Такое количество Pb-208 может быть получено на газовых центрифугах за 3–4 года по умеренной цене, учитывая, что в изотопном составе Pb-nat содержится 52,4 % крайнего стабильного изотопа Pb-208.

LEAD REACTOR WITH HARD NEUTRON SPECTRUM

Samokhin, D.S.; Khorasanov, G.L. (OINPE NRNU MEPhI, Obninsk, Russia)

It is well known that during nuclear fission neutrons are released with an average energy around 2 MeV. However, in currently functioning fast sodium reactors, BN-600, BN-800, neutron energy, averaged over the core, does not exceed 0.25 MeV. Meanwhile, in some practical applications, there may be the need to obtain a harder neutron spectrum, for example, for burning minor actinides, including Am-241, obtaining medical radionuclides via high-threshold neutron reactions like (n, p), etc. The purpose of the study is to consider the possibility of obtaining a reactor with neutron spectrum in the core close to the spectrum of nuclear fission. The results of the calculation of the core of a reactor with a thermal power of 25 MW are presented. The dimensions of the core are chosen equal to D×H=0.4×0.4 m^2. It is proposed to use metallic non-uranium fuel - an alloy of power-grade plutonium with zirconium in the ratio of 58% Pu-42% Zr and a melting point of 1400°C. In this case, the fuel cladding temperature will be 610°C. The coolant in the core heated to 530°C can be a melt of natural lead, Pb-nat, or a melt of a stable isotope of lead, Pb-208, with a high threshold of inelastic neutron scattering, 2.63 MeV. When Pb-nat is used as a coolant, the average neutron energy in the center of the core, with a neutron flux density of $3 \cdot 10^{15}$ 1/$cm^2 \cdot s$, is 0.869 MeV. The use of the Pb-208 melt will increase the average neutron energy by 14%, to a value close to 1 MeV, while the fraction of neutrons with an energy of 0.8 MeV<E<4.0 MeV will be 42.3%.

ОПТОВОЛОКОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ДЛЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Федоров А.Н., Степанов М.А., Шевцов И.А. (ООО «Пролог», Обнинск, Россия), Тимофеев С.В. (АО НИКИЭТ, Москва, Россия)

В настоящее время волоконная оптика не ограничивается только лишь вопросами телекоммуникации. Активно развивается волоконная сенсорика, контрольно-измерительные и охранные системы. Одними из самых распространённых являются волоконно-оптические датчики на основе решёток Брэгга и датчики на основе волоконно-оптических интерферометров Фабри-Перо. Это обусловлено их высокой точностью, чувствительностью, долговременной стабильностью, нечувствительностью к электромагнитному полю, значительной стойкостью к ионизирующему излучению и высоким температурам, возможностью мультиплексирования на одной оптоволоконной линии и другими достоинствами.

Брэгговская решетка представляет собой периодическую структуру, записанную в сердцевине волоконного световода. Такая структура отражает свет в узком спектральном диапазоне с центральной длиной волны, равной двойному периоду решетки. Смещение длины волны центра пика пропорционально изменению температуры датчика, а также приложенным к нему механическим растягивающим или сжимающим силам.

Не менее интересными представляются чувствительные элементы на основе волоконно-оптических интерферометров Фабри-Перо, сформированных двумя зеркалами, одно из которых является торцом волокна, и зазором между ними. Зазор подобных чувствительных элементов измеряется с точностью до единиц нанометров, относительное изменение зазора – с точностью до пикометров. На основе интерферометра Фабри-Перо можно создавать датчики для измерения расстояния, деформации, температуры, показателя преломления и т.д.

В докладе обобщены успехи коллектива ООО «Пролог» в освоении технологий производства ОВ сенсоров и создании измерительных систем на их основе, способных работать при высоких температурах, потоках нейтронов и гамма-квантов для РУ БРЕСТ.

Для соблюдения проектных условий работы на этапах пуско-наладки и во время эксплуатации РУ, а также для управления его ресурсными характеристиками необходимо средство контроля деформации корпуса. Для этого в конструкции РУ предусмотрены специальные реперные каналы (РК), для измерения прогиба которых была создана система ИПО-99. Чувствительными элементами ИПО-99 является 104 решетки Брэгга, записанные в 4-х сердцевинном оптическом волокне. Пройдены приемочные испытания, получен сертификат об утверждении типа средства измерения. Температура эксплуатации системы +550°С. Погрешность определения стрелы прогиба РК ±5 мм на длине 13770 мм.

При разработке акселерометра для макета парогенератора реактора БРЕСТ ВД-81 были решены сразу две независимые задачи – создание высокотемпературного акселерометра и средства его доставки и раскрепления в объект контроля. Получено утверждение типа средства измерения на серию датчиков. Освоена технология изготовления чувствительного элемента на основе интерферометра Фабри-Перо. Температура эксплуатации датчика до +650°С. Частотный диапазон 10-500 Гц. Измеряемая амплитуда виброускорений от 0,1 до 50 м/с^2.

Тензометры ТВО-122 для контроля деформаций и температуры бетона РУ БРЭСТ одновременно используют технологию решеток Брэгга и интерферометров Фабри-Перо на одном оптическом волокне. Сильные стороны каждой технологии позволили сконструировать уникальный тензометр с длиной базы 100 мм и диапазоном относительных удлинений/сжатий ±25000 мкм/м. (±2,5 мм), способным работать при температуре до +500°С. Тензометр готовится к испытаниям в целях утверждения типа СИ.

FIBER-OPTIC TECHNOLOGIES FOR NEW GENERATION FAST REACTORS.

Fedorov, A.N.; Stepanov, M.A.; Shevtsov, I.A. (Prolog LLC, Obninsk, Russia);
Timofeev S.V. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

Fiber optics these days is not limited only to telecommunications issues. Fiber sensors, control and measuring and security systems are also actively developing on the basis of fiber-optic (FO) technologies. Sensors based on Bragg gratings and sensors based on Fabry-Perot fiber-optic interferometers are of the most common. This is due to their high accuracy, sensitivity, long-term stability, non-sensitivity to the electromagnetic field, significant resistance to ionizing radiation and high temperatures, the possibility of multiplexing on a single fiber-optic line and other advantages.

The Bragg grating is a periodic structure inscrepted in the core of an optical fiber. Such a structure reflects light in a narrow spectral range with a central wavelength equal to the double period of the grating. The displacement of the wavelength of the peak center is proportional to the temperature change of the sensor, as well as the mechanical tensile or compressive forces applied to it.

Equally interesting sensors are the ones based on Fabry-Perot fiber-optic interferometers formed by two mirrors, one of which is the end of the fiber, and the gap between them. The gap of such sensitive elements is measured with an accuracy of up to units of nanometers, the relative change of the gap is measured with an accuracy of up to picometers. Fabry-Perot interferometer can be used to measure distance, deformation, temperature, refractive index, etc.

The report summarizes the successes of the Prolog LLC team in mastering technologies for the production of FO sensors and for the development of measuring systems based on them, capable of operating at high temperatures, neutron fluxes and gamma quanta for the reactor unit BREST.

In order to comply with the design working conditions at the stages of commissioning and during the operation of the Reactor, as well as to manage its long-term performance, a means of controlling the vessel deformation is necessary. For this purpose, special reference channels (RC) are provided

in the design of the Reactor, and the IPO-99 system has been developed for measuring the deflection of RC. The sensitive elements of the IPO-99 are 104 Bragg gratings inscrepted in a 4-core optical fiber. The system passed acceptance tests and obtained the certificate of pattern approval of the measuring instrument. The operating temperature of the system is +550 °C. The error in determining of the RC deflection is ± 5 mm at a length of 13770 mm.

During development of the accelerometer VD-81 for the BREST reactor steam generator, two independent tasks were solved at one stroke: the creation of a high-temperature accelerometer and creation of device for delivery and fixation into the controlled object. A series of sensors obtained the certificate of pattern approval of the measuring instrument. The technology of manufacturing a sensitive element based on the Fabry-Perot interferometer has been mastered. The operating temperature of the sensor is up to +650 °C. The frequency range is 10-500 Hz. The measured amplitude of vibration accelerations is from 0.1 to 50 m/s^2.

The TVO-122 concrete strain gauges simultaneously use the technology of Bragg gratings and Fabry-Perot interferometers on a single optical fiber to monitor deformations and temperature of the BREST concrete. The strong points of each technology made it possible to design a unique strain gauge with a base length of 100 mm and with a range of relative elongations/compressions of ± 25000 microns/m. (± 2.5 mm), capable of operating at temperatures up to + 500 ° C. The strain gauge is being prepared for testing in order to approve the measuring instrument pattern.

ИНЖЕНЕРНАЯ ФИЛОСОФИЯ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ ТЕХНОЛОГИИ ОЦЕНКИ КАЧЕСТВА ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ РУ

Дворина Г.М., Дударева Г.А., Федоров О.Ю. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Обсуждается проблема совместимости философских направлений последнего времени с инженерной культурой проектирования РУ.

Интеллектуальная (инженерная) технология оценки качества (ИТОК), разработанная в АО «НИКИЭТ», позволяет оценить прогнозируемые философами «человекоразмерные» величины и их предельные численные значения для ограничения «кибернетического оптимизма и рациональности» при принятии научно-технических решений.

К ним относятся: вербальный эталон качества – «уверенность в том, что…», оптимальное число факторов влияния на рассматриваемый объект, однородность мировоззренческой платформы проектантов, универсальное соотношение модельных представлений.

Алгоритмы ИТОК могут быть использованы при экспертизе результатов интеллектуальной деятельности и оценке компетентности проектантов РУ.

ENGINEERING PHILOSOPHY OF INTELLIGENT QUALITY ASSESSMENT TECHNOLOGY WHEN DESIGNING REACTOR FACILITIES

Dvorina, G.M.; Dudareva, G.A.; Fedorov, O.Yu. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The report discusses the problem of compatibility of recent philosophical directions with the engineering culture of reactor facility design.

The intelligent (engineering) quality assessment technology (IQAT) developed at NIKIET JSC makes it possible to assess the “human-sized” values predicted by philosophers and their numerical value limits to put restriction on “cybernetic optimism and rationality” when making scientific and technical decisions.

These include: the verbal standard of quality – the “assurance that...”, the optimal number of factors of influence on the object being examined, the homogeneity of the worldview platform of designers, the universal ratio of model representations.

The IQAT algorithms can be used to examine the results of intellectual activity and assess the competence of reactor facility designers.

СЕКЦИЯ 2
ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО, ТЕПЛОНОСИТЕЛИ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ (В ТОМ ЧИСЛЕ, ПРИМЕНЕНИЕ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ)

SECTION 2
NUCLEAR FUEL, COOLANTS AND NEW MATERIALS (INCLUDING ADDITIVE MANUFACTURING)

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ УРАН-ГИДРИДЦИРКОНИЕВЫХ КРИТИЧЕСКИХ СБОРОК С 21%, 36% И 45% ОБОГАЩЕНИЕМ ПО УРАНУ-235

Сикорин С.Н., Мандик С.Г., Полозов С.А., Григорович Т.К.
(ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны», Минск, Беларусь)

На критических стендах «Кристалл» и «Гиацинт» Государственного научного учреждения «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси были исследованы нейтронно-физические характеристики многочисленных конфигураций критических сборок, которые представляли собой однородные и неоднородные, однозонные и многозонные гетерогенные уран-гидридциркониевые решетки из шестигранных топливных кассет различных типов с цилиндрическими твэлами, поглощающими пластинами и стержнями, кассет гидридциркониевого, сегментов бериллиевого и блоков стального бокового отражателя. Внутри активной зоны находились каналы стержней регулирования, компенсации и аварийной защиты. Наряду с моделированием различных конфигураций активных зон разрабатываемых реакторов эти критические сборки использовались для выполнения экспериментов применительно к верификации компьютерных кодов, используемых для расчетов уран-гидридциркониевых размножающих систем.

В настоящем докладе рассмотрены двенадцать конфигураций уран-гидридциркониевых критических сборок. Топливные композиции: UO_2 с обогащением 21 и 36 % по U-235; UO_2-Cr-Ni матрица с обогащением 45 % по U-235. Замедлитель $ZrH_{1,9}$. Поглотитель в лентах – в с обогащением 85 % по B-10. Поглотитель в стержнях – B_4C и Eu_2O_3. Измерены критические конфигурации, запасы реактивности, эффективности поглощающих стержней и распределения полей энерговыделения.

В докладе представлены описание состава и структуры исследованных критических сборок и соответствующие экспериментальные результаты.

EXPERIMENTAL STUDY OF URANIUM–ZIRCONIUM HYDRIDE CRITICAL ASSEMBLIES WITH 21%, 36% AND 45% ENRICHMENT ON URANIUM-235

Sikorin, S.N.; Mandzik, S.G.; Polazau, S.A.; Hryharovich, T.K.
(Scientific Institution "JIPNR-Sosny", Minsk, Belarus)

The critical facilities "Kristal" and "Giacint" of the State Scientific Institution "The Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny" of the National Academy of Sciences of Belarus were used to study the neutron-physical characteristics of different critical assembly configurations, representing homogeneous and heterogeneous single- and multiple-zone uranium-zirconium hydride lattices from hexagonal fuel cassettes of different types with cylindrical fuel rods, absorption plates and rods, cassettes of zirconium hydride, segments of beryllium and units of steel side reflectors. The core included channels of regulation, compensation and emergency protection rods. In addition to the simulation of various core configurations for development of new reactors, these critical assemblies were used to perform experiments for verification the computer codes that were used to calculate uranium-zirconium hydride multiplying systems.

The report presents twelve configurations of uranium–zirconium hydride critical assemblies. The fuel compositions included: UO_2 with 21% and 36% enrichment on U-235; UO_2-Cr-Ni matrix with 45% enrichment on U-235. The moderator: $ZrH_{1,9}$. The absorber in plates: в with 85% enrichment on B-10. The absorber in rods: B_4C and Eu_2O_3. Critical configurations, reactivity margin, efficiency of absorber rods and energy release field distribution were measured.

The report includes the description of the studied critical assembly composition and structure and the respective experimental results.

НИЗКООБОГАЩЕННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО НА ОСНОВЕ УРАН-ЦИРКОНИЕВОГО КАРБОНИТРИДА: РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ И ПОДГОТОВКА К ИССЛЕДОВАНИЯМ НА КРИТИЧЕСКИХ СБОРКАХ

Сикорин С.Н., Кузьмин А.В., Мандик С.Г., Полозов С.А., Григорович Т.К.
(Научное учреждение «ОИЭЯИ-Сосны», Минск, Беларусь),
Тухватулин Ш.Т., Бахин А.Н.(АО «НИИ НПО «ЛУЧ», Подольск, Россия),
Ижутов А.Л. (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия)

В АО «НИИ НПО «ЛУЧ» было разработано ядерное топливо на основе уран-циркониевого карбонитрида (UZrCN) с низким содержанием примеси кислорода (менее 0,1 масс.%). Все без исключения свойства UZrCN имеют вероятностный характер, большую дисперсию, а конкретная технология изготовления топлива определяет стехиометрию, количество и состав загрязнений, структуру топлива. Поэтому особое внимание уделяется технологии получения и примесям, в первую очередь примеси кислорода, так как уровень примесей кислорода в топливной карбонитридной композиции является основным технологическим фактором, определяющим ее эксплуатационные качества, прежде всего – распухание, газовыделение и, по-видимому, совместимость с оболочкой твэла. Результаты проведенных исследований показали, что по совокупности теплофизических и эксплуатационных свойств карбонитридное топливо UZrCN является оптимальным вариантом высокотемпературного топлива для использования в ядерных энергетических установках прямого преобразования, ядерных энергодвигательных установках, передвижных (транспортабельных) атомных станциях, высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах. Основная проблема, которая препятствует широкому использованию этого топлива – малоизученность его поведения при облучении, особенно при высоком выгорании. Испытания UZrCN НОУ (19,75% U-235) топлива начаты в исследовательском реакторе СМ-3 АО «ГНЦ НИИАР». Критические стенды «Гиацинт» и «Кристалл» научного учреждения «ОИЭЯИ-Сосны» планируется использовать для исследования нейтронно-физических характеристик критических сборок с гидридциркониевым замедлителем и без замедлителя, моделирующих физические особенности активных зон перспективных реакторных установок, охлаждаемых газовыми теплоносителями. в докладе описываются результаты проведенного на реакторе СМ-3 методического реакторного эксперимента по облучению UZrCN топлива. Также представлены программа экспериментов и описания конструкции и состава критических сборок с UZrCN топливом и результаты их расчетов.

LOW ENRICHED NUCLEAR FUEL BASED ON URANIUM-ZIRCONIUM CARBONITRIDE: REACTOR TESTS AND PREPARATION FOR RESEARCH AT CRITICAL ASSEMBLIES

Sikorin, S.N.; Kuzmin, A.V.; Mandzik, S.G.; Polazau, S.A.; Hryharovich, T.K.
(Scientific Institution "JIPNR-Sosny", Minsk, Belarus);
Tukhvatulin, Sh.T.; Bakhin, A.N.(JSC "SRI SIA "LUCH", Podolsk, Russia);
Izhutov, A.L. (JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia)

The JSC "SRI SIA "LUCH" developed a nuclear fuel based on uranium-zirconium carbonitride (UZrCN) with a low content of oxygen (less than 0.1% by weight). All properties of UZrCN, without exceptions, are probabilistic and have a high dispersion, whereas the specific fuel manufacture technology defines stoichiometry, the amount and composition of the additives, and the structure of the fuel. Therefore, special attention is paid to the manufacture technology and the additives, primarily oxygen additive, since the level of oxygen additive in the carbonitride fuel composition

is the main technological parameter defining its performance qualities, above all, swelling, fission gas release and, apparently, its compatibility with the fuel rod cladding. The results of the research demonstrated that as regards its thermophysical and operational properties the uranium-zirconium carbonitride fuel represents an optimum version of high-temperature fuel for nuclear power installations with direct energy conversion, nuclear power propulsion systems, mobile (transportable) nuclear power plants, and high-temperature gas-cooled reactors. The main problem, preventing broad application of this type of fuel, stems from the fact that its behavior has been studied poorly, especially in conditions of high burnup. The tests have been performed on LEU (19.75% U-235) UZrCN fuel in the SM-3 research reactor of the JSC "SSC RIAR". It is planned to use the critical facilities, "Giacint" and "Kristal", of the scientific institution "JIPNR-Sosny" to investigate the neutron physical characteristics of critical assemblies with zirconium hydride moderator and without moderator, simulating the physical features of the cores in the advanced reactor with gas coolants. The report presents the results of the methodical reactor experiment for irradiating UZrCN fuel performed at the SM-3 reactor. It also presents the experimental program and the descriptions of the design and composition of the critical assemblies with UZrCN fuel and their calculation results.

СВАРКА ДАВЛЕНИЕМ В РЕАКТОРОСТРОЕНИИ

Европин С.В., Ёлкин В.Н. (АО «НИКИЭТ, Москва, Россия)

В докладе затронут вопрос о роли сварки давлением в реакторостроении. Отмечено, что в середине прошлого столетия активные исследования в области сварки давлением и появление новых способов сварки в твердой фазе в значительной степени были связаны с необходимостью решения задач, возникающих при создании ядерной техники. Несмотря на то что по объему выполняемых работ сварка давлением значительно уступает сварке плавлением, сварка в твердой фазе занимает важное место среди технологических процессов, применяемых при изготовлении объектов атомной отрасли. Связано это с возможностью соединения сваркой давлением практически любых металлических сплавов в однородном и разнородном сочетаниях, металлов с полупроводниками и керамиками. Приведены примеры применения диффузионной, клинопрессовой и сварки совместным прессованием для соединения нескольких сочетаний трудносвариваемых металлов. Сделано предположение, что со временем роль и объемы применения сварки давлением в реакторостроении будут возрастать. В частности, это может быть обусловлено более широким применением диффузионной сварки, осуществляемой в условиях горячего изостатического прессования.

PRESSURE WELDING IN REACTOR ENGINEERING

Yevropin, S.V.; Yolkin, V.N. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The role of pressure welding in reactor engineering is discussed in this paper. It is noted that in the middle of the last century, the research efforts in the field of pressure welding and the appearance of new solid-phase welding methods were largely associated with the need to address the problems arising during nuclear technology development. While the pressure welding is far behind the fusion welding in terms of the scope of works performed, the solid-phase welding ranks high among the technological processes used in the manufacture of nuclear facilities. This is due to the possibility of using pressure welding to bond virtually any metal alloys in homogeneous and heterogeneous combinations, metals with semiconductors and ceramics. Examples of diffusion welding, wedge-press welding and coextrusion welding used for bonding several combinations of difficult-to-weld metals are presented. It is suggested that the role and scope of pressure welding applications in reactor engineering will increase over time. Particularly, this may be caused by more extensive application of diffusion welding in hot isostatic pressing conditions.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРЕДЕЛЬНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК СНУП-ТОПЛИВА

Лемехов В.В., Черепнин Ю.С., Моисеев А.В., Пулинец А.А., Жирнов А.П., Иванюта А.Н., Рождественский И.М., Бурков И.В., Межина Е.Р. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

При разработке нового ядерного топлива и последующего его использования в реакторных установках важной целью является создание моделей поведения твэлов при возникновении событий с быстрым вводом реактивности и последующее экспериментальное обоснование безопасности их эксплуатации.

Для определения предельных энергетических характеристик, а именно предельной среднерадиальной энтальпии инновационного смешанного уран- плутониевого нитридного (СНУП) топлива, которое планируется применять на реакторных установках четвертого поколения на быстрых нейтронах типа БРЕСТ, с 2018 по 2022 год была проведена серия экспериментов на реакторе ИГР совместно со специалистами Республики Казахстан.

При подготовке экспериментов были разработаны программа и методика экспериментов, конструкторская документация и изготовлены макеты твэлов со СНУП топливом, поперечное сечение которых идентично твэлу периферийной подзоны активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300. Макеты твэлов размещались в облучательных устройствах.

Серия экспериментов заключалась в выполнении трех пусков в режиме работы реактора «вспышка» с различным уровнем мощности установки. в результате обработки экспериментальных данных получена предельная среднерадиальная энтальпия СНУП топлива, которая является количественной характеристикой состояния твэла РУ БРЕСТ-ОД-300 на границе разрушения.

EXPERIMENTAL DETERMINATION OF LIMITING ENERGY CHARACTERISTICS OF THE MNUP FUEL

Lemekhov, V.V., Cherepnin, Yu.S., Moiseyev, A.V., Pulinets, A.A., Zhirnov A.P., Ivanyuta, A.N., Rozhdestvensky, I.M., Burkov I.V., Mezhina Ye.R. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

During the development of a new nuclear fuel and its subsequent use in reactor facilities, it is important to develop models of fuel element behavior in the event of rapid reactivity insertion, followed by experimental substantiation of the safety of their operation.

To determine the limiting energy characteristics, namely, the limiting mid-radial enthalpy of the innovative mixed nitride uranium-plutonium nitride (MNUP) fuel, which is planned to be used in the 4th generation fast neutron reactors of the BREST type, a series of experiments at the IGR reactor in collaboration with the specialists from the Republic of Kazakhstan was carried out in 2018-2022.

During experiment preparation, the experimental program and procedure as well as design documentation were developed, and the mock-ups of the fuel elements with MNUP fuel were fabricated, the cross-sections of which were identical to those of the fuel elements of the peripheral subzone of the BREST-OD-300 reactor core. The fuel element mock-ups were placed in irradiation devices.

The series of experiments consisted in three startups of the reactor in the flash mode with different power levels of the facility. As a result of experimental data processing, the limiting mid-radial enthalpy of the MNUP fuel was obtained, which is a quantitative characteristic of the state of a BREST-OD-300 fuel element at the failure boundary.

КОМПЛЕКСНАЯ ДИАГНОСТИКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ПОДВИЖНОГО ОТРАЖАТЕЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИБР-2

Сизарев В.Д., Тимофеев С.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Соколова А.Г., Балицкий Ф.Я. (ИМАШ РАН, Москва, Россия)

В процессе эксплуатации подвижного отражателя исследовательского реактора ИБР-2 осуществляется комплексное исследование характеристик вибрационных процессов, которые служат основой для реализации целевой программы вибромониторинга и вибрационной диагностики технического состояния подвижного отражателя. Необходимо выделить специфическую особенность подвижного отражателя как объекта вибродиагностирования, которая заключается в полной недоступности к осмотру, возможности проведения ремонтных работ, замены неисправных конструктивных элементов и простой визуализации объекта исследования в течение всего жизненного цикла эксплуатации. Использование на практике систем вибрационного мониторинга для оценки текущего состояния роторных машин не решает задачи обнаружения дефектов на ранней стадии их зарождения и не позволяет отслеживать их развитие в процессе эксплуатации. и только лишь при приближении или даже достижении предельного состояния, когда сигналы от дефектов могут быть соизмеримы с общим шумовым фоном, создаваемым нормально работающими элементами конструкции, возможно срабатывание аварийной сигнализации. Но этот путь для контроля вибрационного состояния в случае диагностирования подвижного отражателя исследовательского реактора ИБР-2 является неполным и, возможно, даже опасным. Этот метод эффективен лишь при использовании в совокупности с методами глубокой диагностики, опирающиеся на современные алгоритмы безразборного и косвенного распознавания технического состояния, позволяющей обнаруживать зарождение дефектов на самой ранней стадии и постоянно наблюдать за кинетикой их развития в процессе эксплуатации.

В отличие от стандартных методов вибромониторинга машин роторного типа, функционирующих по принципу установления факта превышения пороговых значений среднеквадратических значений вибрационных процессов в различных полосах частот, алгоритмы, используемые на основе вероятностных характеристик процессов, обладают гораздо более высокой чувствительностью к изменчивости вибросигналов при ухудшении технического состояния.

Использование результатов многомерного анализа с помощью функционала позволяет определить диапазоны частот максимального изменения виброреактивности роторной машины, в частности, отражателя как по длине одной временной реализации, так и во всем временном интервале эксплуатации. При этом по форме трендовых характеристик функционала и других вибрационных параметров определяется скорость нарастания процессов деградации.

Совместно с реализацией методов вибрационной диагностики дополнительно ведется анализ радиоактивных примесей в масле системы смазки с привлечением метода гамма-спектрального анализа, который обеспечивает наблюдение за работой ПО с позиций оценки степени механического износа трущихся деталей.

INTEGRATED DIAGNOSTICS OF THE IBR-2 RESEARCH REACTOR'S MOVABLE REFLECTOR TECHNICAL CONDITION

Sizarev, V.D.; Timofeev, S.V. (JSC NIKIET, Moscow, Russia);
Sokolova, A.G.; Balitsky, F.Ya (IMASH RAN, Moscow, Russia)

A comprehensive study of vibration process characteristics is carried out in the course of operating the IBR-2 research reactor's movable reflector, which serves as a basis for the implementation of the targeted program of vibration monitoring and vibration diagnostics of the movable reflector's technical condition. It is necessary to highlight a specific feature of the movable reflector as a vibration diagnostics object, which is the complete noninspectability, impossibility of carrying out repair operations, the replacement of failed structural components, and simple visual inspections of the object of study throughout its entire life cycle. In practice, the use of vibration monitoring systems for assessing current condition of rotary machines does not solve the problem of detecting defects at early stages of their inception and does not allow for their growth monitoring during operation. Alarm activation is only possible when approaching or even reaching the limiting state when the signals from defects become comparable with the general background noise produced by the normally operating structural components. However, for vibration condition monitoring in case of the IBR-2 research reactor's movable reflector diagnostics, this process is incomplete and possibly even dangerous. This technique is only effective when used in combination with in-depth diagnostic methods based on state-of-the-art algorithms for in-place and indirect identification of technical condition, making it possible to detect the defect inception at the earliest stage and continuously monitor kinetics of the defect growth during operation.

Unlike standard methods of vibration monitoring of the rotary-type machines based on the principle of establishing the fact of exceeding the root-mean-square threshold of vibration processes in different frequency bands, the algorithms based on probabilistic characteristics of the processes are much more sensitive to vibration signal variation with technical condition deterioration. The use of multidimensional analysis results with the help of the functional makes it possible to determine frequency bands of maximum variation of rotary machine's vibroreactivity, specifically the reflector, both over the length of one-time realization and across the entire operation time interval. At that, the increasing rate of degradation processes is determined based on the form of the functional trend characteristics and other vibration parameters.

Along with and in addition to the implementation of vibration diagnostic methods, the analysis of radioactive impurities in the lubricating system oil is carried out with the use of the gamma-ray spectral analysis method, which ensures monitoring of the movable reflector operation in terms of assessing the degree of mechanical wear of friction parts.

ВЛИЯНИЕ ЛОКАЛЬНЫХ ЭРОЗИОННО-КОРРОЗИОННЫХ УТОНЕНИЙ НА ПРОЧНОСТЬ ТРУБОПРОВОДОВ ВВЭР

Гусаров А.Е., Сергеева Л.В. (НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

Безопасность, надежность, эффективность эксплуатации АЭС с ВВЭР, а также продление сроков их эксплуатации напрямую связаны с сохранением работоспособности трубопроводных систем, элементы которых находятся под воздействием высокого давления, температуры, взаимодействуют с потоком, обладающим значительной скоростью (5 м/с и более). Общая протяженность контура трубопроводов очень высока. Наиболее сложным по своей природе и значительным по масштабу разрушений трубопроводов ВВЭР можно считать явление эрозии-коррозии металла в одно- и двухфазных (пароводяных) потоках.

В целом, прямые и косвенные экономические потери, обусловленные эрозией-коррозией металлов АЭС (и как следствие, загрязнением рабочего тела и образованием железосодержащих отложений), включают недовыработку электроэнергии, дополнительные вынужденные эксплуатационные затраты и издержки на сервисное обслуживание.

Долгое время без внимания оставались вопросы, касающиеся возникновения локальных утонений в трубопроводах и связанных с ними возможных повреждений. В представленном докладе будут изложены методические особенности и некоторые результаты расчетов на прочность этого рода конструкций.

Эрозионно-коррозионные процессы в трубопроводах элементов конструкций ядерных реакторов часто приводят к развитию в них трещинообразных дефектов. Инициаторами их зарождения как раз и могут служить зоны эрозионно-коррозионного утонения.

Для трубопроводов или их элементов с участками локального эрозионно-коррозионного утонения определение напряженно-деформированного состояния и параметров разрушения представляет собой сложную пространственную задачу, требующую компьютерного моделирования.

Для этой цели разработан комплекс трехмерных конечно-элементных программ, в которых за основу взяты трехмерные изопараметрические элементы толстостенной оболочки. Особенностями этих программ является то, что толщина оболочки задается практически в качестве исходных данных, что позволяет моделировать утонение любой формы. Для исследования процесса разрушения в целом разработан программный блок расчета коэффициента интенсивности напряжений.

Компьютерное моделирование дает возможность при проектировании и эксплуатации решать, что выгоднее для некоторых участков трубопроводов: применение стали с оптимальным содержанием легирующих элементов, увеличение концентрации корректирующих реагентов или периодическая отмывка трубопроводов от отложений.

Приведены некоторые результаты расчетов для адаптеров с предвключенными участками.

Выполнена оценка скорости роста трещин.

INFLUENCE OF LOCAL DECREASE THICKNESS DUE TO EROSE-CORROSION ON THE STRENGTH OF VVER PIPELINES

Gusarov, A.Ye.; Sergeeva, L.V. (NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia)

The safety, reliability, operational efficiency of nuclear power plants with VVER, as well as the extension of their service life are directly related to maintaining the operability of pipeline systems, the elements of which are under the influence of high pressure, temperature, interact with a stream having a significant speed (5 m/s or more). The total length of the piping loop is very high. The most complex in nature and significant in scale of destruction of VVER pipelines can be considered the phenomenon of erosion-corrosion of metal in water and two-phase (steam-water) flows.

In general, direct and indirect economic losses caused by erosion and corrosion of NPP metals (and, as a result, contamination of the working fluid and the formation of iron-containing deposits) include under-generation of electricity, additional compelled operating costs and maintenance costs.

For a long time, questions regarding the occurrence of local thinning in pipelines and the possible damage associated with them were ignored. The presented report will outline the methodological features and some results of calculations on the strength of this kind of structures.

Erosion-corrosion processes in pipelines of structural elements of nuclear reactors often lead to the development of crack-like defects in them. The initiators of their nucleation just can serve as a zone of erosion and corrosion thinning.

For pipelines or their elements with areas of local erosion-corrosion thinning, the determination of the stress-strain state and fracture parameters is a complex spatial problem requiring computer simulation.

For this purpose, three-dimensional finite element programs complex was developed, in which three-dimensional isoparametric elements of a thick-walled shell are taken as a basis. The peculiarity of these programs is that the shell thickness is set practically as the initial data, which allows modeling thinning of any shape. To study the fracture process as a whole, a program unit for calculating the stress intensity factor has been developed.

Computer simulation makes it possible during design and operation to decide what is more advantageous for some pipelines sections: the use of steel with an optimal content of alloying elements, an increase in the concentration of corrective reagents, or periodic pipelines washing from deposits.

Some calculation results for adapters with upstream sections are presented.

The crack growth rate was estimated.

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА, ОБОГАЩЕННОГО ПО ИЗОТОПУ АЗОТ-15, В ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Тарасов В.Р., Лизунов А.В., Семенов А.А., Аникин А.С. (АО «ВНИИНМ», Москва, Россия)
Моисеев А.В., Жирнов А.П., Солдатов Е.О. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

При использовании смешанного нитридного уран-плутониевого топлива с азотом природного изотопного состава в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах возникает ряд затруднений:

- наработка на ядрах изотопа ^{14}N высокотоксичного радиоизотопа ^{14}C и трития приводит к долговременным экологическим рискам и усложнению инфраструктуры, обеспечивающей безопасную эксплуатацию реакторных установок;
- наработка водорода (протия) на ядрах изотопа ^{14}N приводит к дополнительному увеличению объемов тритий-содержащих отходов;
- поглощение нейтронов ядрами ^{14}N приводит к повышенному расходу топлива.

Эти проблемы могут быть решены, если в СНУП-топливе вместо азота природного изотопного состава (^{14}N >99,6 %ат.) использовать обогащенный изотоп ^{15}N. Нейтронно-физические расчеты АО «НИКИЭТ» на примере активной зоны РУ БР-1200 показали выигрыш от применения ^{15}N в СНУП-топливе в виде 27% снижения потребности в топливе. При использовании изотопа ^{15}N наработка радиоизотопа ^{14}C может быть сокращена в сотни и тысячи раз.

Все существующие и реализованные до настоящего времени схемы разделения изотопов азота были ориентированы на малые количества производимого ^{15}N (мировое годовое производство никогда не превышало сотен килограммов ^{15}N различного обогащения, или 40–50 кг в пересчете на 100% ^{15}N). Организация топливного цикла АЭС на СНУП-топливе, модифицированном по азоту-15, потребует на 1-2 порядка большей производительности.

Для обеспечения создаваемых быстрых реакторов изотопно-модифицированным СНУП-топливом в нужном количестве по приемлемой себестоимости в АО «ВНИИНМ» была проведена оценка всех известных и перспективных методов концентрирования

изотопа ^{15}N. с ее помощью сформированы граничные условия по себестоимости, цене и требуемой производительности, обеспечивающие использование изотопа ^{15}N в технологиях ЗЯТЦ. Заданным сценарным условиям по предварительным оценкам удовлетворяют следующие способы концентрирования изотопов азота:

а) азотнокислотный процесс в варианте с термокаталитическим безреагентным обращением потоков;

б) ректификация оксида азота (IV) с использованием теплового насоса и массообменного оборудования нового типа;

в) криогенная ректификация молекулярного азота (N_2);

г) аммиачно-комплексный способ разделения изотопов азота в системе «NH_3 – комплексное соединений NH_3 с органическим комплексообразователем» для стадии начального концентрирования в комбинации с азотнокислотным процессом или криогенной ректификацией молекулярного азота на стадии конечного концентрирования.

Цена азота, обогащенного изотопом ^{15}N, сильно зависит от степени его обогащения, поэтому в перспективе нужно будет определить оптимальную изотопную концентрацию ^{15}N в СНУП-топливе, которая бы давала максимальный экономический и экологический эффекты.

PROSPECTS FOR USING MIXED URANIUM-PLUTONIUM NITRIDE FUEL ENRICHED IN NITROGEN-15 ISOTOPE IN THE FUEL CYCLE OF FAST NEUTRON REACTORS

Tarasov, V.R.; Lizunov, A.V.; Semenov, A.A.; Anikin, A.S. (SC "VNIINM", Moscow, Russia); Moiseev, A.V.; Zhirnov, A.P.; Soldatov, E.O. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

When using mixed nitride uranium-plutonium fuel with nitrogen of natural isotopic composition in the fuel cycle of fast reactors, a number of difficulties arise:

- The production of highly toxic radioisotope 14C and tritium on 14N isotope nuclei leads to long-term environmental risks and complication of the infrastructure that ensures the safe operation of reactor facilities.
- The production of hydrogen (protium) on the nuclei of the 14N isotope leads to an additional increase in the volume of tritium-containing waste.
- The absorption of neutrons by 14N nuclei leads to increased fuel consumption.

These problems can be solved if the enriched isotope ^{15}N is used instead of nitrogen of natural isotopic composition (^{14}N> 99.6 at.%) In MNUP fuel. Neutron-physical calculations of NIKIET JSC using the example of the BR-1200 reactor core showed a gain from the use of ^{15}N in MNUP-fuel in the form of a 27% reduction in fuel demand. When using the ^{15}N isotope, the production of the ^{14}C radioisotope can be reduced by hundreds and thousands of times.

All existing and implemented until now schemes for the separation of nitrogen isotopes were focused on small quantities of ^{15}N produced (world annual production never exceeded hundreds of kilograms of ^{15}N of various enrichment, or 40–50 kg in terms of 100% ^{15}N). The organization of the NPP fuel cycle using MNUP-fuel modified in nitrogen-15 will require 1-2 orders of magnitude higher productivity.

To provide the fast reactors under construction with isotopically modified MNUP fuel in the required quantity at an acceptable cost price, VNIINM has evaluated all known and promising methods for concentrating the ^{15}N isotope. With its help, the boundary conditions for the cost, price and required productivity were formed, which ensure the use of the ^{15}N isotope in the closed

nuclear fuel cycle technologies. According to preliminary estimates, the following methods for the concentration of nitrogen isotopes satisfy the given scenario conditions:

a) nitric acid process in the variant with thermocatalytic reagentless flow reversal;

b) rectification of nitrogen oxide (IV) using a heat pump and new type of mass transfer equipment;

c) cryogenic rectification of molecular nitrogen (N_2);

d) ammonia-complex method of separation of nitrogen isotopes in the system "NH_3 – complex compounds of NH3 with an organic complexing agent"» for the stage of initial concentration in combination with a nitric acid process or cryogenic rectification of molecular nitrogen at the stage of final concentration.

The price of nitrogen enriched with ^{15}N isotope strongly depends on the degree of its enrichment, therefore, in the future, it will be necessary to determine the optimal ^{15}N isotope concentration in MNUP fuel, which would give the maximum economic and environmental effects.

ТВС С ВЫСОКОПЛОТНЫМ ТОПЛИВОМ ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА LVR-15

Черепнин Ю.С., Пулинец А.А, Кравцова О.А., Симониди А.Р., Чижова Е.С., Ларионов И.А., Логвенчев С.И. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В АО «НИКИЭТ» ведутся работы по разработке и обоснованию безопасности применения высокоплотного низкообогащенного топлива для зарубежных исследовательских реакторов, построенных по российской конструкции. Работы ведутся по следующим направлениям:

- разработка модификаций существующих конструкций ТВС с высокоплотным низкообогащенным топливом;
- разработка модификаций существующих конструкций ТВС на основе штатного топлива исследовательских реакторов в виде UO_2+Al с увеличенной загрузкой ^{235}U;
- разработка новых ТВС с высокоплотным низкообогащенным топливом и топливом с увеличенной загрузкой ^{235}U.

В статье приведены основные результаты расчетных исследований, проводимых для разработки и обоснования безопасности применения различных модификаций ТВС типа ИРТ с высокоплотным низкообогащенным топливом и топливом с увеличенной загрузкой ^{235}U, на примере исследовательского реактора LVR-15 (Чехия). Так же в статье представлено описание новой ТВС ИРТ-П, укомплектованной пластинчатыми твэлами.

HIGH-DENSITY FUEL ASSEMBLIES FOR LVR-15 RESEARCH REACTOR

Cherepnin, Yu.S.; Pulinets, A.A.; Kravtsova, O.A.; Simonidy, A.R.; Chizhova, E.S.; Larionov, I.A; Logvenichev S.I. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

In JSC NIKIET activities are underway to develop and justify safety of using high-density low-enrichment fuel for foreign research reactors built as per Russian design. The works are carried out in the following areas:

- modifications of existing high-density low-enrichment fuel assembly designs;
- modifications of existing FA designs based on conventional research reactor fuel in the form of UO_2+Al with increased loading of ^{235}U
- development of new high-density low-enrichment FAs and FAs with increased loading of ^{235}U.

The paper represents the main results of computational analyses conducted in order to develop and justify safety of different modifications of high-density low-enrichment IRT-type FAs and FAs with increased loading of ^{235}U using LVR-15 research reactor data (the Czech Republic) as the case study. Also, the paper gives the description of the new IRT-P fuel assembly with fuel plates.

ЗАДАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ДЕФЕКТНОСТИ МАТЕРИАЛА ДЛЯ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА РАЗРУШЕНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИЙ ЯЭУ

Лоскутов О.Д., Тутнов А.А., Алексеев П.В., Алексеев А.Т.
(НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

Одним из базовых исходных данных для вероятностного анализа разрушения элементов РУ являются характеристики начальной дефектности металла, в частности, размеры и количество дефектов в рассматриваемом элементе конструкции. Для последующего расчетного анализы надежности конструкции необходимо учитывать неопределенность данных по дефектности материала, обусловленную погрешностью методов неразрушающего контроля (НК).

В докладе рассмотрены различные подходы к определению характеристик дефектности материала с учетом погрешности методов НК, а именно:

- статистическая обработка данных НК, с использованием вероятностных характеристик дефектности, полученных на других аналогичных объектах;
- для случая отсутствия данных о дефектности материала, достоверной статистики о дефектности аналогичных объектов или необнаружения дефектов предложена методика оценки дефектности материала при факте необнаружения дефектов на основе вероятностной природы погрешности измерения размера дефекта;
- если количество обнаруженных дефектов при НК недостаточно для статистического анализа исходных данных, предлагается проведение комплексного расчета вероятности разрушения из-за каждого обнаруженного дефекта, учитывая погрешность измерения размеров дефекта.

В докладе также приведены расчетные схемы и примеры их применения для получения исходных данных о дефектности материала для проведения вероятностного анализа разрушения.

SETTING MATERIAL DEFICIENCY CHARACTERISTICS FOR THE PROBABILISTIC FRACTURE ANALYSIS OF NPP DESIGN ELEMENTS

Loskutov, O.D.; Tutnov, A.A.; Alekseev P.V.; Alekseev A.T.
(NRC "Kurchatov institute", Moscow, Russia)

One of the basic input data for the probabilistic fracture analysis (PFA) of RU elements is the characteristics of the initial metal defect, in particular, the size and number of defects in the structural element under consideration. For subsequent computational analyzes of the structure reliability, it is necessary to take into account the uncertainty of the data on the material defectiveness due to the error of the non-destructive testing (ND) methods.

The report represents various approaches to determining the defectiveness characteristics of a material, taking into account the error of ND methods, namely:

- statistical processing of NDT data using probabilistic defectiveness characteristics obtained at other similar objects;
- for the case of lack of data on the material defectiveness, reliable statistics on the defectiveness of similar objects or non-detection of defects, a methodology for assessing the material

defectiveness in the case of non-detection of defects based on the probabilistic nature of the error in measuring the size of the defect is proposed;

- if the number of detected defects in NDT is not enough for a statistical analysis of the initial data, the complex calculation of the fracture probability due to each detected defect is proposed, taking into account the error in measuring the size of the defect.

The report also provides calculation schemes and examples of their application to obtain initial data on the defectiveness of the material for carrying out PFA.

ВЛИЯНИЕ АТМОСФЕРНОГО ВОЗДУХА НА ПОВЕРХНОСТНОЕ НАТЯЖЕНИЕ РАСПЛАВОВ ОЛОВО – ЛИТИЙ

Алчагиров Б.Б., Канаметова О.Х., Дышекова Ф.Ф., Хибиев А.Х.
(Кабардино-Балкарский государственный университет им. Х.М. Бербекова, Нальчик, Россия)

Жидкометаллические расплавы системы олово-литий считаются перспективными кандидатами в свете ведущихся в настоящее время интенсивных исследований, направленные на разработку новой концепции дивертора для термоядерного реактора типа ДЕМО, в котором традиционные твердые материалы предполагается заменить на капиллярно-пористые системы с жидкими металлами. в частности, расплав $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$ рассматривается как возможная альтернатива жидкому литию, поскольку он привлекателен низкой скоростью испарения: при 500 °С давление пара $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$ примерно в 1000 раз ниже, чем у лития. Однако многие теплофизические свойства расплавов системы Sn-Li изучены пока недостаточно, что затрудняет анализ перспектив использования этих расплавов в качестве охлаждающих жидкостей. Настоящая работа посвящена изучению температурных и концентрационных зависимостей поверхностного натяжения (ПН) σ(T,x) расплавов системы олово-литий в вакууме и определению степени влияния атмосферного воздуха на ПН расплава $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$.

ПН нами определялось известным методом большой лежащей капли (погрешность – около 2 %) в цельнопаянном приборе на образцах сплавов, приготовленных из олова (Sn-000) и лития (99,8% Li) в вакууме порядка 10^{-5} Па. Особенности использованных в работе методики и техники экспериментов кратко описаны нами в настоящем Сборнике тезисов конференции. Отметим лишь, что для оценки степени влияния воздуха на ПН расплава $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$ измерения проводились вначале в статическом вакууме и лишь затем – в атмосфере воздуха.

Результаты изучения ПН сплавов бинарной системы Sn-Li в интервале температур от 300 до 400 °С свидетельствуют о том, что политермы ПН являются линейными, а температурные коэффициенты ПН (dσ/dT) испытывают заметные изменения. По-видимому, это может быть связано как с возможностью образования кластеров вблизи ликвидусных температур в расплавах, так и с тем, что составы изученных сплавов находятся в около эвтектической области концентраций и химсоединений. Более того, по данным изучения зависимости равновесного состава поверхности сплава Sn-Li от температуры, полученной ионной спектроскопией низких энергий, при температуре 400 °С поверхность жидкого сплава $Sn_{0.8}Li_{0.2}$ наполовину покрывается литием, хотя при этом содержание Li в объеме составляет лишь 20 ат. % Li, т.е. имеет место интенсивная сегрегация лития к поверхности.

Согласно полученным данным, ПН сплава $Sn_{0.85}$ $Li_{0.15}$ при ликвидусной температуре 310 °С в вакууме составило 430 ± 5 мН/м. При обсуждении влияния воздуха на ПН сплавов Sn-Li необходимо отметить, что поверхность жидкого олова не реагирует с молекулярным кислородом ниже давления ~ 5.0×10^{-6} Торр, а выше порога активации среди окислов обнаруживается также SnO.

Литий, как значительно более активный элемент системы Sn-Li по отношению к компонентам атмосферного воздуха – кислороду и азоту, согласно полученными нами данным о зависимости ПН от времени экспозиции расплава в воздухе, длившееся непрерывно 12 часов, в целом, по нашему мнению, определяет характер изотермы ПН $Sn_{0.85}$ $Li_{0.15}$.

Полученным данным даются возможные объяснения и интерпретации.

INFLUENCE OF ATMOSPHERIC AIR ON SURFACE TENSION OF TIN - LITHIUM MELTS

Alchagirov, B.B.; Khibiev, A.Kh.; Kanametova, O.Kh.; Dyshekova, F.F.
(Kabardino-Balkarian State University named after H.M. Berbekov, Nalchik, Russia)

Liquid-metal melts of the tin-lithium system are considered promising candidates in the light of the ongoing intensive studies aimed at developing a new concept of a diverter for a thermonuclear fusion reactor of the DEMO type, in which traditional solid materials are to be replaced by capillary-porous systems with liquid metals. In particular, the $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$ melt is considered as a possible alternative to liquid lithium, since it is attractive for its low evaporation rate: at 500 °C, the $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$ vapor pressure is about 1000 times lower than that of lithium. However, many thermophysical properties of melts of the Sn-Li system have been studied insufficiently, which complicates the analysis of the prospects for using these melts as cooling liquids. This work is devoted to the study of the temperature and concentration dependences of the surface tension $\sigma(T, x)$ of melts of the tin-lithium system in vacuum and to the determination of the degree of influence of atmospheric air on the surface tension of the $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$ melt.

The surface tension was determined by the well-known method of a large lying drop (error – about 2%) in a solid-soldered device on samples of alloys prepared from tin (Sn-000) and lithium (99.8% Li) in a vacuum of about 10^{-5} Pa. The peculiarities of the methods and techniques of experiments used in the work are briefly described by us in this report. We only note that to assess the degree of air influence on the surface tension of the $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$ melt, measurements were carried out first in a static vacuum and only then in an air atmosphere.

The results of studying the surface tension of alloys of the binary Sn-Li system in the temperature range from 300 to 400 °C indicate that the surface tension polytherms are linear, and the temperature coefficients of surface tension ($d\sigma/dT$) undergo noticeable changes. Apparently, this can be connected both with the possibility of the formation of clusters near liquidus temperatures in the alloys and with the fact that the compositions of the studied alloys are in the vicinity of the eutectic range of concentrations and chemical compounds. Moreover, according to the study of the temperature dependence of the equilibrium composition of the Sn-Li alloy surface obtained by low-energy ion spectroscopy, at a temperature of 400 °C the surface of the liquid $Sn_{0.8}$-$Li_{0.2}$ alloy is half covered with lithium, although the volume content of this element is only 20 at. % Li, i.e. intense segregation of lithium to the surface takes place.

According to the data obtained, the surface tension of the $Sn_{0.85}$ $Li_{0.15}$ alloy at a liquidus temperature of 310 °C in vacuum was 430 ± 5 mN/m. When discussing the effect of air on the surface tension of Sn-Li alloys, it should be noted that the surface of liquid Sn does not react with molecular oxygen below a pressure of ~ 5.0×10^{-6} Torr, and above the activation threshold, SnO is also found among the oxides.

Lithium, as a much more active element of the Sn-Li system in relation to the components of atmospheric air - oxygen and nitrogen, according to our data on the dependence of surface tension on the exposure time of the melt in air, which lasted continuously for 12 hours, in general, in our opinion, determines the character isotherms of surface tension $Sn_{0.85}$ $Li_{0.15}$.

Possible explanations and interpretations are given to the findings.

ПОВЕРХНОСТНОЕ НАТЯЖЕНИЕ ЭВТЕКТИЧЕСКОГО СПЛАВА PBBI В ВАКУУМЕ, ГАЗООБРАЗНОМ АЗОТЕ И АТМОСФЕРНОМ ВОЗДУХЕ

Алчагиров Б.Б., Канаметова О.Х., Дышекова Ф.Ф., Хибиев А.Х.
(Кабардино-Балкарский государственный университет им. Х.М. Бербекова, Нальчик, Россия)

Свинец-висмутовый эвтектический сплав (44,5 масс.% Pb + 55,5 масс.% Bi) применяется в качестве жидкометаллических теплоносителей в различных областях новой техники и технологии, например, в ядерных реакторах на быстрых нейтронах. Одним из основных теплофизических характеристик теплоносителей является поверхностное натяжение (ПН), определяющее в значительной степени процессы смачивания стенок теплообменников, а следовательно, и эффективность теплосъема с тепловыделяющих элементов и т.д., в условиях вакуума изучено неоднократно. Но проблема влияния различных газов на ПН теплоносителей остается все еще далека от решения. в настоящей работе приводятся результаты опытного изучения влияния газообразных азота и атмосферного воздуха на ПН эвтектического расплава PbBi.

Для более надежного определения степени влияния газовой атмосферы все измерения ПН расплава PbBi велись в непрерывном режиме «нон-стоп» на одних и тех же образцах расплава в строгой последовательности, сперва – в условиях статического вакуума и лишь затем – в газовой атмосфере азота или воздуха (давлением около 300 мм рт. ст.). Свинец-висмутовая эвтектика готовилась весовым методом в условиях высокого вакуума (10^{-5} Па) из свинца С00 и висмута Ви00. Погрешность измерений ПН составила 2 %.

Для определения ПН в условиях адсорбции молекул из газовых атмосфер использована созданная нами автоматизированная установка для изучения методом большой капли быстрых изменений ПН. Разработанный в среде программирования C Sharp 5.0 программный пакет SigmaDrop позволяет проводить цифровую обработку видеоизображений капель исследуемых жидкометаллических сплавов и рассчитывать ПН. Приемником изображения капель образцов служит 8-мегапиксельная камера UCMOS08000KPA фирмы Touptek, позволяющая получать изображение профиля капли с разрешением 3264×2448 пикселей со скоростью 10 кадров/с.

Получены детальные данные о ПН расплава $Pb_{45}Bi_{55}$ в зависимости от времени экспозиции его поверхности в вакууме, газообразном азоте и атмосферном воздухе:

1) В условиях статического вакуума при температуре 533 К поверхностное натяжение эвтектического расплава $Pb_{45}Bi_{55}$ составило 400 ± 5 мН/м.
2) В сравнении с данными о ПН, полученными в условиях вакуума, газообразный азот в пределах ошибок эксперимента не повлиял на ПН расплава $Pb_{45}Bi_{55}$.
3) Показано, что степень и скорость понижения ПН эвтектического расплава зависят от продолжительности времени нахождения поверхности расплава в атмосферном воздухе. После начала экспозиции расплава $Pb_{45}Bi_{55}$ в атмосфере воздуха (давлением около 300 мм рт. ст.), в сравнении с вакуумом, за первые несколько десятков секунд поверхностное натяжение эвтектического расплава PbBi понизилось на 40 мН/м, а через 10 мин – до 345 мН/м, т.е. на 15 % и более, что значительно превышает погрешность наших экспериментов.
4) Продемонстрировано, что после часового экспонирования расплава $Pb_{45}Bi_{55}$ в атмосфере воздуха при температуре 533 К толщина оксидов начинает возрастать настолько, что становится хорошо заметной невооруженным глазом.

SURFACE TENSION OF PBBI EUTECTIC MELT IN VACUUM, NITROGEN GAS, OXYGEN AND ATMOSPHERIC AIR

Alchagirov, B.B.; Kanametova, O.Kh.; Dyshekova, F.F.; Khibiev, A.Kh.
(Kabardino-Balkarian State University named after H.M. Berbekov, Nalchik, Russia)

Lead-bismuth eutectic alloy (44.5 wt.% Pb + 55.5 wt.% Bi) is used as liquid metal coolants in various fields of new technology and technics, for example, in fast-neutron nuclear reactors. One of the main thermophysical characteristics of heat carriers is surface tension, which largely determines the processes of wetting the walls of heat exchangers and consequently, the efficiency of heat removal from heat-generating elements, etc., has been studied repeatedly under vacuum conditions. But the problem of the influence of various gases on the surface tension of heat carriers is still far from being solved. This work presents the results of an experimental study of the effect of gaseous nitrogen and atmospheric air on the surface tension of the eutectic PbBi melt.

For a more reliable determination of the degree of influence of the gas atmosphere, all measurements of the surface tension of the PbBi melt were carried out in a continuous non-stop mode on the same melt samples in a strict sequence, first - under static vacuum and only then – in a gaseous atmosphere of nitrogen or air (with a pressure of about 300 mm Hg). Lead-bismuth eutectic was prepared by the gravimetric method under high vacuum conditions (10^{-5} Pa) from C00 lead and Bi00 bismuth. The error in measuring the surface tension was 2%.

We have used an automated setup developed by us for studying the rapid changes in surface tension for the determination of surface tension under the conditions of adsorption of molecules from gaseous atmospheres by the method of a large drop. The SigmaDrop software package developed in the C Sharp 5.0 programming environment allows digital processing of video images of droplets of the investigated liquid metal alloys and calculating the surface tension. The 8-megapixel UCMOS08000KPA camera manufactured by Touptek serves as a receiver for the image of the droplets of the samples, which allows obtaining an image of the droplet profile with a resolution of 3264×2448 pixels at a rate of 10 frames/s.

Detailed data on the surface tension of the Pb45Bi55 melt were obtained depending on the time of exposure of its surface in vacuum, gaseous nitrogen, and atmospheric air:

1) The surface tension of the eutectic melt Pb45Bi55 was 400 ± 5 mN/m at a temperature of 533 K in a static vacuum.
2) Gaseous nitrogen did not affect the surface tension of the Pb45Bi55 melt within the experimental error in comparison with the surface tension data obtained under vacuum conditions.
3) It is shown that the degree and rate of decrease in the surface tension of a eutectic melt depend on the duration of exposure of the melt surface in atmospheric air. After the beginning of the exposure of the Pb45Bi55 melt in an air atmosphere (with a pressure of about 300 mm Hg), in comparison with vacuum, in the first few tens of seconds, the surface tension of the PbBi eutectic melt decreased by 40 mN/m, and after 10 min – to 345 mN/m, i.e. by 15% or more, which significantly exceeds the error of our experiments.
4) It has been demonstrated that a hourly exposure of a Pb45Bi55 melt in an air atmosphere at a temperature of 533 K begins to increase the oxide thickness to such an extent that it becomes clearly visible to the naked eye.

СМАЧИВАЕМОСТЬ РЕАКТОРНОЙ СТАЛИ 12Х18Н10Т ОКОЛОЭВТЕКТИЧЕСКИМИ РАСПЛАВАМИ ЛИТИЯ НА ОСНОВЕ ОЛОВА

Алчагиров Б.Б., Канаметова О.Х., Дышекова Ф.Ф.
(ФГБОУ ВО «КБГУ им. Х.М. Бербекова», Нальчик, Россия)

Легкоплавкие металлы и их сплавы с щелочными металлами находят все более широкое применение в различных областях науки и техники. Жидкие сплавы литий–олово обладают физико-химическими свойствами, которые позволяют считать их кандидатами для возможного использования в качестве жидкометаллического компонента капиллярно-пористых систем в токамаках, электродов химических источников тока и т.д.

Исследование углов смачивания θ(Т) поверхности конструкционной стали 12Х18Н10Т расплавами олова и сплава лития на его основе проводилось нами методом лежащей капли на автоматизированной экспериментальной установке, с погрешностью, не превышающей 2 градуса. Для приготовления сплава Sn+15 ат. % Li использованы литий технической чистоты с (99,98 %) и олово марки ОВЧ (99,9999 %). Поверхности стальных подложек шлифовались и полировались по стандартной технологии с использованием паст ГОИ.

Измерение температурной зависимости θ(Т) поверхности стали 12Х18Н10Т расплавом Sn+15 ат.% Li осуществлялось через каждые 323 К в интервале температур от 573 К до 1100 К. После начала заметного, а затем и интенсивного уменьшения θ по мере повышения температуры, фотографирование профиля жидкой капли сплава олово-литий продолжалось практически в непрерывном режиме. При этом температура системы «жидкая капля – подложка» оставалась практически постоянной, а процесс интенсивного уменьшения угла θ продолжался в течение нескольких минут. из полученных результатов следует, что краевой угол смачивания θ поверхности стали 12Х18Н10Т жидким расплавом Sn+15 ат.% Li в начале измерений (Т = 673 К) составил около 140º, который в течение первого часа уменьшался по линейному закону, достигнув значения θ = 130º при температуре ~ 1040 К. Дальнейшее повышение температуры привело к достаточно резкому уменьшению угла смачивания θ, которое в течение нескольких минут завершилось смачиванием поверхности стальной подложки. Таким образом, в системе «сталь 12Х18Н10Т – расплав Sn+15 ат.% Li» в зависимости θ(Т) обнаружена критическая температура смачивания (≈ 1050 К), при которой краевой угол смачивания θ(Т) начинает резко уменьшаться от 130 до 15 градусов.

Температурная зависимость краевых углов смачивания θ(Т) поверхности стали 12Х18Н10Т жидким оловом изучена в температурном интервале около 673 К (от 533 до 853 К). Как и в предыдущей системе, вначале наблюдается незначительное монотонное уменьшение углов смачивания от 120º до 110º, которое происходит по линейному закону. Дальнейшее повышение температуры до 863 К приводит к резкому понижению значений углов смачивания от 100º до 30º и далее – почти до нулевых значений θ. Таким образом, на температурной зависимости углов смачиваемости жидким оловом поверхности стали 12Х18Н10Т обнаруживается также заметно выраженная критическая температура смачиваемости, равная 870 К.

Предложены возможные интерпретации и объяснения полученных результатов.

WETTING OF 12CR18NI10TI REACTOR STEEL BY NEAR-EUTECTIC TIN-BASED LITHIUM MELTS

Alchagirov, B.B.; Kanametova, O.Kh.; Dyshekova, F.F. (Kabardino-Balkarian State University named after H.M. Berbekov, Nal'chik, Russia)

Low-melting metals and their alloys with alkali metals are increasingly being used in various fields of science and technology. Liquid lithium–tin alloys have physicochemical properties that make it possible to consider them as candidates for possible use as a liquid-metal component of capillary-porous systems in tokamaks, electrodes of chemical current sources, etc.

The study of wetting angles θ(T) of the surface of structural steel 12Cr18Ni10Ti with melts of tin and an alloy of lithium based on it was carried out by us by the sessile drop method on an automated experimental setup, with an error not exceeding 2 degrees. For the preparation of the alloy Sn+15 at. % Li, lithium of technical purity (99.98 %) and high purity tin (HPT) (99.9999 %) were used. The surfaces of the steel substrates were ground and polished according to the standard technology using GOI pastes.

The temperature dependence θ(T) of the 12Cr18Ni10Ti steel surface with Sn + 15 at.% Li melt was measured every 323 K in the temperature range from 573 K to 1100 K. After the start of a noticeable and then intense decrease in θ as the temperature increased, photography of the profile of the liquid drop of the tin-lithium alloy continued almost continuously. At the same time, the temperature of the "liquid drop – substrate" system remained practically constant, and the process of intensive decrease in the angle θ continued for several minutes. It follows from the obtained results that the contact angle θ of the 12Cr18Ni10Ti steel surface with liquid Sn + 15 at.% Li melt at the beginning of measurements (T = 673 K) was about 140º, which decreased linearly during the first hour, reaching the value θ = 130º at a temperature of ~ 1040 K. A further increase in temperature led to a rather sharp decrease in the wetting angle θ, which ended with the wetting of the steel substrate surface within several minutes. Thus, in the system "steel 12Cr18Ni10Ti – melt Sn + 15 at.% Li", depending on θ(T), a critical wetting temperature (≈ 1050 K) was found, at which the wetting angle θ(T) begins to decrease sharply from 130 to 15 degrees.

The temperature dependence of the contact angles θ(T) of the surface of 12Cr18Ni10Ti steel with liquid tin was studied in the temperature range of about 673 K (from 533 K to 853 K). As in the previous system, at first there is a slight monotonic decrease in contact angles from 120º to 110º, which occurs according to a linear law. A further increase in temperature to 863 K leads to a sharp decrease in the contact angles from 100º to 30º and further to almost zero values of θ. Thus, the temperature dependence of the wetting angles of liquid tin on the 12Cr18Ni10Ti steel surface also reveals a markedly pronounced critical wetting temperature equal to 870 K.

Possible interpretations and explanations of the obtained results are proposed.

МЕТОДИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОКАЗАТЕЛЕЙ КОРРОЗИИ СТАЛИ ЭП-823Ш В ПОТОКЕ СВИНЦА, СОДЕРЖАЩЕМ КИСЛОРОД В НОРМИРУЕМОМ ДИАПАЗОНЕ РУ БРЕСТ-ОД-300

Голосов О.А., Осинцева А.А., Хвостов С.С., Исинбаев А.Р., Шабельников Е.А. (АО «ИРМ», Заречный, Россия)

В проекте на РУ БРЕСТ-ОД-300 для обоснования работоспособности стали 16Х12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш) в качестве материала оболочек твэлов использованы данные экспериментальных работ и литературных источников по исследованию коррозионного поведения стали в свинцовом теплоносителе.

Однако проводимые ранее и в настоящее время коррозионные исследования сталей в свинце основаны в основном на определении толщины оксидной пленки, формирующейся на поверхности сталей. Толщина оксидной пленки, образующейся на поверхности сталей, не позволяет в полной мере охарактеризовать их коррозионное поведение в свинце. Это обусловлено тем, что при испытаниях в свинце, содержащем кислород, наряду с процессами формирования на поверхности сталей оксидной пленки идут процессы их растворения и скалывания. Поэтому оценки глубины коррозии сталей в свинце по данным измерения толщины оксидов являются заниженными, а вынос продуктов коррозии в коррозионную среду вообще является неопределяемой величиной.

В работе рассмотрены все возможные методы для определения показателей коррозии сталей, важные с точки зрения получения необходимых и полных данных, способных характеризовать коррозионное поведение сталей в свинце. Проанализированы преимущества и недостатки каждого метода.

Показано, что гравиметрический метод, основанный на увеличении массы, не позволяет полностью характеризовать коррозионное поведение сталей. Во всех исследованиях, использующих этот метод, было выявлено уменьшение массы образцов по сравнению с исходной.

Применение традиционно используемого метода, основанного на определении толщины оксидной пленки, является оправданным только при условии сохранения целостности оксидной пленки в процессе коррозионных испытаний и отсутствии выноса продуктов коррозии (ПК) в коррозионную среду. Однако во многих исследованиях отмечаются явления, связанные с отслаиванием оксидной пленки при достижении ими определенной толщины.

Метод, основанный на определении убыли массы, является универсальным. Он позволяет определять коррозионные потери, значения средней глубины коррозии, толщину оксидной пленки и вынос ПК в свинце. Однако метод является разрушающим и требует полного удаления ПК с поверхности образцов без повреждения подложки.

Метод, основанный на измерении массы и плотности образцов до и после испытаний, является неразрушающим и позволяет определять коррозионные потери, значения средней глубины коррозии, толщину оксидной пленки и вынос ПК в свинце.

Метод, основанный на проведении измерений линейных размеров образцов и толщины оксидной пленки, позволяет определять глубину коррозии, толщину оксидной пленки и слоя внутреннего окисления с определением выноса ПК в свинце.

На основе анализа вышеуказанных методов исследования коррозии сталей в свинце рекомендуется использовать комбинацию трех методов: двух гравиметрических методов, основанных на определении убыли массы с удалением ПК, измерении массы и плотности образцов до и после испытаний, а также метода, основанного на проведении измерений линейных размеров образцов и толщины оксидной пленки до и после испытаний.

METHODOLOGICAL ASPECTS OF DETERMINING THE CORROSION COEFFICIENT OF EP-823SH STEEL IN A LEAD STREAM CONTAINING OXYGEN IN THE RATED RANGE OF BREST-OD-300

Golosov, O.A.; Osintseva, A.A.; Khvostov, S.S.; Isinbaev, A.R.; Shabelnikov, E.A. (JSC INM, Zarechny, Russia)

In the project at RU BREST-OD-300, to substantiate the performance of EP-823SH steel, experimental findings and literature source data on the study of the corrosion behavior of steel in a lead coolant were used as the material for the fuel rod claddings.

However, corrosion studies carried out earlier and at present on steels in lead are mainly based on determining the thickness of the oxide film formed on the surface of the steels. The thickness

of the oxide film formed on the surface of the steels does not fully characterize the corrosion behavior of steels in a lead. This is due to the fact that, during testing of steels in a lead, along with the processes of formation of an oxide film on the surface of the steels, their dissolution and shearing are underway. Therefore, the data on the depth of corrosion are underestimated, and the removal of corrosion products into the environment is generally not a definable value.

The paper considers all possible methods for determining the corrosion coefficients of steels, which are important from the point of view of obtaining the necessary and complete data that can characterize the corrosion behavior of steels in a lead. The advantages and disadvantages of each method are analyzed.

It is shown that the gravimetric method, based on increase in weight, does not fully characterize the corrosion behavior of steels. In all studies using this method, a decrease in the weight of samples was revealed compared to the initial one.

The use of the traditionally used method based on the determination of the thickness of the oxide film is justified only if the integrity of the oxide film is maintained during corrosion tests and there is no removal of the corrosion products (CP) into the corrosive medium. However, many studies have noted phenomena associated with the peeling of the oxide film when they reach a certain thickness.

The method based on the determination of weight loss is universal. It allows to determine the corrosion losses, values of the average depth of corrosion, the thickness of the oxide film and the removal of (CP) in a lead. However, the method is destructive and requires the complete removal of CP from the surface of the samples without damaging the substrate.

The method, based on measuring the weight and density of samples before and after the tests, is non-destructive and allows one to determine the corrosion losses, values of the average depth of corrosion, the thickness of the oxide film and the removal of CP in a lead.

The method based on linear measurements of sample sizes and oxide film thickness allows one to determine the depth of corrosion, the thickness of the oxide film and the layer of internal oxidation without determining the removal of CP in a lead.

Based on the analysis of the above mentioned methods of steel corrosion study in a lead, it is recommended to use a combination of three methods. Two gravimetric methods based on determining the loss in weight with the removal of the CP, measuring the weight and density of the samples before and after the tests, as well as the method based on linear measurements of the size of the samples and the thickness of the oxide film.

ИННОВАЦИОННЫЙ СПОСОБ ДОЗИРОВАНИЯ ЦИНКА В ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Европин С.В., Юрманов В.А., Григорович С.М., Гудков Н.Д., Шутько К.И., Юрманов Е.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

За последние 30 лет развития атомной энергетики одной из наиболее перспективных химических технологий оказалась коррекционная обработка водных теплоносителей ядерных реакторов микродобавками цинка для повышения экологической безопасности АЭС за счет подавления процессов коррозии, минимизации накопления долгоживущих продуктов коррозии и тем самым уменьшения дозозатрат персонала и сокращения образования отходов и вредных выбросов в окружающую среду.

Хотя для ряда проектов новых АЭС с реакторами ВВЭР (НВАЭС-2, КурАЭС-2, АЭС Аккую, ЛАЭС-2, Белорусская АЭС, АЭС Ханкикиви, АЭС Пакш-2, АЭС Эль-Дабаа) рекомендовано дозирование цинка в теплоноситель первых контуров в виде его ацетата,

оно до сих пор не реализовано, поскольку по мнению ряда специалистов дозирование ацетата цинка вызывает определенные опасения с точки зрения надежной работы топлива из-за возможности локального перегрева оболочек твэлов под углеродистыми отложениями. Рост углеродистых отложений на твэлах зависит от длительности облучения ТВС в реакторе и концентрации ацетата цинка в теплоносителе, а кроме того возможна интенсификация процесса при наличии подкипания теплоносителя.

Для решения данной проблемы в АО «НИКИЭТ» разработан инновационный способ дозирования цинка в виде коллоидного раствора его оксида, дозирование которого полностью исключает возможность образования углеродистых отложений. Разработанная в России конверсионная технология производства порошка оксида цинка с обеднением по активирующемуся изотопу Zn-64 была усовершенствована в 2014 г. при участии АО «НИКИЭТ», что обеспечило возможность приготовления агрегативно устойчивого коллоидного раствора оксида цинка.

Предлагаемая инновационная технология коррекционной обработки водного теплоносителя цинком перспективна для применения не только на отечественных, но и зарубежных АЭС. Этот вывод подтверждается реакторными испытаниями ТВС типа «Квадрат» в условиях поддержания водно-химического режима с коррекционной обработкой теплоносителя цинком. Кроме того, разработанный способ дозирования цинка позволяет сократить неоправданные потери ценного корректирующего реагента за счет его поглощении ионитными фильтрами очистки теплоносителя.

AN INNOVATIVE TECHNIQUE FOR ZINC DOSING INTO THE WATER-COOLED NUCLEAR REACTOR COOLANTS

Yevropin, S.V.; Yurmanov, V.A.; Grigorovich, S.M.; Gudkov, N.D.; Shutko, K.I.; Yurmanov, Ye.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

Over the past 30 years of nuclear power development, corrective treatment of the nuclear reactor water coolants with microadditions of zinc has proved to be one of the most promising chemical technologies for improving the environmental safety of NPPs at the expense of suppressing corrosive processes, minimizing the accumulation of long-lived corrosion products and reducing so the personnel exposure, waste formation and harmful environmental emissions.

Whereas dosing of zinc into the primary circuit coolants in the form of its acetate has been recommended for a number of new NPP designs with VVER reactors (Novovoronezh NPP II, Kursk NPP II, Akkuyu NPP, Leningrad NPP II, Belorussian NPP II, Hankikivi NPP, Paks NPP II, El Dabaa NPP), none has been introduced so far since, as some experts believe, zinc acetate dosing causes certain concerns as to the reliable operation of fuel due to the potential for the local fuel cladding overheating beneath the carbon deposit layer. The carbon deposit growth on fuel elements depend on the time of FA irradiation in the reactor and the concentration of zinc acetate in coolant, while the process intensification is possible as coolant starts to boil.

To address the problem under consideration, an innovative technique has been developed at NIKIET JSC for dosing of zinc as a colloidal solution of its oxide dosing which rules out in full the potential for the carbon deposit formation. The Russian-developed conversion technology for producing zinc oxide powder with depletion in the activated Zn-64 isotope was improved in 2014 with the participation of NIKIET JSC, which has made it possible to prepare the aggregately stable colloidal solution of zinc oxide.

The proposed innovative technology for corrective zinc-based treatment of water coolant is promising in terms of its use not only at Russian but also at foreign NPPs. This conclusion is confirmed by in-pile tests of the Kvadrat-type FAs in conditions of the water chemistry being

maintained through corrective zinc-based treatment of coolant. Besides, the developed zinc dosing technique allows reducing the unjustified loss of the valuable corrective agent at the expense of its absorption by ion-exchange coolant purification filters.

ХИМИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ ТЯЖЕЛОВОДНЫХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ РЕАКТОРА ПИК

Воронина Т.В. (НИЦ «Курчатовский институт – ПИЯФ», Гатчина, Россия)

В настоящее время в НИЦ «Курчатовский институт» – ПИЯФ вводится в эксплуатацию высокопоточный исследовательский реактор ПИК. в состав реакторной установки входят два тяжеловодных контура: контур тяжеловодного отражателя и контур жидкостного регулирования.

При эксплуатации тяжеловодных реакторов значительная часть (до 40 %) дозовой нагрузки на персонал обусловлена тритием. Все работы с тяжелой водой (D_2O), включая химический контроль, являются радиационно опасными. Кроме того, тяжелая вода с содержанием дейтерия выше 50 % – это специальный неядерный материал, который подлежит такому же государственному учету и контролю, как ядерные материалы. После выполнения анализа или технологических операций D_2O необходимо возвращать обратно в контур. в связи с этим на реакторе ПИК создана автоматизированная система пробоотбора и анализа тяжелой воды (АСПА ТВ). Отечественного аналога такой установки нет.

Наиболее частой причиной неплановых остановов (до 80 %) ядерных установок в настоящее время является коррозионное повреждение оборудования, обусловленное состоянием водно-химического режима (ВХР). Одним из наиболее эффективных способов предотвращения коррозионных повреждений является совершенствование ВХР. Важным условием этого является грамотный и оперативный химический контроль, который на реакторе ПИК обеспечит вместе с тяжеловодными лабораториями система АСПА ТВ. При разработке ВХР для тяжеловодных систем следует учитывать отличие физико-химических свойств легкой и тяжелой воды. Градуировку всех проточных анализаторов необходимо выполнять с использованием тяжелой воды.

Экспериментально, с использованием проточных кондуктометров АСПА ТВ (МАРК-602/1), показано, что при равном солесодержании удельная электропроводность растворов тяжелой воды ниже, чем легкой на 18 %. Это следует учитывать при анализе результатов химического контроля тяжеловодных теплоносителей, так как при равном значении удельной электропроводности содержание растворимых примесей в тяжелой воде будет в 1,18 раза выше, чем в легкой воде. Экспериментально, на проточных хлоридомерах ХА-06, установлены градуировочные коэффициенты для легкой (1,07) и для тяжелой воды (0,93). Известно, что D_2O слабее ионизирована, чем H_2O. Ионное произведение D_2O равно $1{,}35 \cdot 10^{15}$, тогда как для H_2O – $1{,}0 \cdot 10^{14}$ (pD = 14,9 против pH = 14,0). Это отражается на результате измерения pH/pD.

CHEMICAL CONTROL OF HEAVY WATER COOLANTS OF THE PIK REACTOR

Voronina, T.V. (NRC "Kurchatov institute" – PNPI, Gatchina, Russia)

At present, the PIK high-flux research reactor is being commissioned at the National Research Center "Kurchatov institute" – PNPI. The reactor facility includes two heavy-water circuits: a heavy-water reflector circuit and a liquid regulation circuit.

During the operation of heavy water reactors, a significant part (up to 40 %) of the personnel dose load is due to tritium. All operations with heavy water (D_2O), including chemical control, are radiation hazardous. In addition, heavy water with a deuterium content of more than 50% is a special non-nuclear material that is subject to the same state accounting and control as nuclear materials. After analysis or technological operations, D_2O must be returned back to the loop. For this purpose, an automated flow analysis system of heavy water (AFAS HW) was created at the PIK reactor. There is no domestic analogue of such an installation.

Currently, the most common cause of unscheduled shutdowns (up to 80 %) of nuclear installations is corrosion damage to equipment due to water chemistry (WC) problems. One of the most effective ways to prevent corrosion damage is to improve the water chemistry. An important condition for this is competent and prompt chemical control. At the PIK reactor it will be provided by the AFAS HW system together with heavy water laboratories. When developing WCM for heavy water systems, the difference in the physicochemical properties of light and heavy water must be taken into account. All on-line flow analyzers must be calibrated using heavy water.

Experimentally, using flow conductometers AFAS HW (MARK-602/1), the specific electrical conductivity of solutions of heavy and light water with equal salinity have measured. It was shown that the electrical conductivity of heavy water solutions is lower than that of light water by 18 %. This should be taken into account when analyzing the results of chemical control of heavy water coolants. With an equal value of specific electrical conductivity, the content of soluble impurities in heavy water will be 1.18 times higher than in light water. Experimentally, calibration coefficients for light (1.07) and heavy water (0.93) have established on XA-06 flow chloridometers. It is known that D_2O is weaker ionized than H_2O. The ionic product of D_2O is $1.35 \cdot 10^{15}$, while for H_2O it is $1.0 \cdot 10^{14}$ (pD = 14.9 versus pH = 14.0). This will reflected in the pH/pD measurement result.

РАСПУХАНИЕ СТАЛИ КЛАССА Х16Н19 ПРИ СКОРОСТИ НАБОРА ДОЗЫ ОТ 1×10^{-8} ДО $1{,}6\times10^{-6}$ СНА/С

Кинёв Е.А. (АО «ИРМ», Заречный Свердловской обл., Россия)

Представлены первые данные о распухании стали ЭК-164ИД после эксплуатационного облучения в энергетическом быстром реакторе в интервале температур 370–630 °С и максимальных повреждающих доз 66–77 сна. Скорость набора дозы по длине оболочечных труб, изготовленных из данного материала, составила 1×10^{-8}–$1{,}6\times10^{-6}$ сна/с.

Распухание определялось методом гидростатического взвешивания с погрешностью не более 0,5 %. Полученные результаты проанализированы в зависимости от параметров облучения и в сравнении с материалом класса Х16Н15.

Задачами исследования являлись оценка характеристических значений температуры и дозы максимального распухания, расчеты средней скорости распухания материала при рабочей температуре облучения, инкубационного периода начала распухания, стационарной скорости распухания.

Установлено, что образцы труб, характеризующихся до облучения размером аустенитного зерна 9–12 мкм, имеют среднюю скорость распухания 0,035–0,05 %/сна после достижения максимальных повреждающих доз 66–77 сна (при темпе набора $1\ldots1{,}5\times10^{-6}$ сна/с) и не более 0,035 %/сна при дозах менее 20 сна (темп набора до 5×10^{-7} сна/с).

Характеристическая температура максимального распухания исследованного материала находится в интервале 430–500 °С.

Характеристическая доза максимального распухания находится в интервале 61–72,5 сна или 70–80 % от предельной набранной дозы.

Инкубационный период стационарного распухания материала составляет 30 сна.

Скорость стационарного распухания составляет 0,1 %/сна.

Характеристики радиационной стойкости исследованного материала имеют преимущество над таковыми для оболочечных материалов класса Х16Н15 в аналогичных условиях облучения и близком структурном состоянии, наследующем размер зерна 9–14 мкм в процессе трубного передела.

SWELLING OF 16CR-19NI CLASS STEEL AT DOSE RATE FROM 1×10^{-8} TO 1.6×10^{-6} DPA /SEC

Kinev, E.A. (JSC INM, Zarechny, Sverdlovsk Region, Russia)

The first data on ЭК-164ИД steel swelling after operational irradiation in the fast power reactor in the temperature range from 370 to 630 °C and maximum damaging doses of 66–77 dpa are presented. The dose rate set along the length of the cladding tubes made of this material was 1×10^{-8}–1.6×10^{-6} dpa/sec.

Swelling was determined by hydrostatic weighing with an error of no more than 0.5%. The obtained results are analyzed depending on the irradiation parameters and in comparison with 16Cr-15Ni class material.

The objectives of the study were to estimate the characteristic values of the maximum swelling temperature and dose, to calculate the average material swelling rate at the working temperature of irradiation, the incubation period of the beginning of swelling, the stationary swelling rate.

It was found that the samples of tubes characterized before irradiation with austenite grain size of 9–12 μm have an average swelling rate of 0.035–0.05 %/dpa after reaching the maximum damaging doses of 66–77 dpa (at the rate of $1...1.5\times10^{-6}$ dpa/sec) and not more than 0.035 %/dpa at doses less than 20 dpa (rate of 5×10^{-7} dpa/sec).

The characteristic temperature of the maximum swelling of the investigated material is in the range from 430 to 500 °C.

The characteristic dose of maximum swelling is in the range from 61 to 72.5 dpa or from 70 to 80 % of the maximum gained dose.

The incubation period of stationary swelling of the material is 30 dpa.

Stationary swelling rate is 0.1%/dpa.

Radiation resistance characteristics of the investigated material have advantage over those of 16Cr-15Ni class cladding materials in similar conditions of irradiation and close structural state inheriting grain size of 9–14 μm in the process of tube conversion.

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ПРЕДЕЛЬНОЙ СРЕДНЕРАДИАЛЬНОЙ ЭНТАЛЬПИИ СНУП-ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ИГР

Жирнов А.П., Белкин А.В., Бурков И.В., Иванюта А.Н., Кузнецов П.Б., Рождественский И.М. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В рамках научно-исследовательской работы по обоснованию технического проекта РУ БРЕСТ-ОД-300 выполнено расчетно-экспериментальное определение предельной среднерадиальной энтальпии смешанного нитридного уран-плутониевого топлива.

Эксперименты проведены в РГП НЯЦ РК на импульсном реакторе ИГР в 2021–2022 гг. Для определения энтальпии выполнен расчетный анализ семи методических и рабочих пусков с использованием трех облучательных устройств, в каждом из которых размещались по три макета твэла. Для оценки состояния облучательных устройств использовались данные экспресс-анализа состояния оболочек твэлов и ампул с помощью малогабаритного импульсного бетатрона и результаты послереакторных исследований ОУ и макетов твэлов, выполненные в АО «ГНЦ НИИАР».

Расчетное моделирование выполнялось с использованием прецизионного программного комплекса MCU-RBMK и инженерного интегрального кода SADCO-IGR. Разработаны детальные модели реакторной установки и облучательного устройства. Анализ выполненных пусков показал, что в минимальной вспышке все три твэла сохранили работоспособность, а в максимальной на всех твэлах по образующим от верхних таблеток до середины топливного столба обнаружены дефекты. При средней вспышке на двух твэлах наблюдаются точечные дефекты на уровне верхних таблеток. Максимальная среднерадиальная энтальпия топлива по результатам расчетов была достигнута в торцевых таблетках топливного столба. с учетом послереакторных исследований для СНУП-топлива принято значение предельной среднерадиальной энтальпии равное 167 калорий на грамм ядерного топлива. Данное значение энтальпии можно считать обоснованным вплоть до выгорания СНУП-топлива в 3 % т.а.

COMPUTATIONAL ANALYSIS OF EXPERIMENTS TO DETERMINE THE LIMITING RADIAL AVERAGE ENTHALPY OF MNUP FUEL IN THE IGR REACTOR

Zhirnov, A.P.; Belkin, A.V.; Burkov, I.V.; Ivanyuta, A.N.; Kuznetsov, P.B.; Rozhdestvensky, I.M. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

As part of a scientific research to justify the detailed design of the BREST-OD-300 reactor facility, the limiting radial average enthalpy of mixed nitride uranium-plutonium fuel was determined by computational and experimental methods.

The experiments were carried out in the IGR pulse reactor at the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan in 2021–2022. For the enthalpy determination, a computational analysis was conducted for seven methodological and operational startups with the use of three irradiation devices, each accommodating three fuel element dummies. The state of the irradiation devices was assessed based on data from an express analysis of the fuel cladding and ampoule condition using a small-size pulse betatron and the results of the post-irradiation ID and fuel dummy examination conducted at RIAR JSC.

The MCU-RBMK software package and the SADCO-IGR integral engineering code were used for the computational simulation. Detailed models of the reactor facility and the irradiation device have been developed. An analysis of the startups undertaken has shown that all three fuel elements remained serviceable in the minimum burst conditions, and defects were detected in all three fuel elements (along the generating lines from the upper pellets to the middle of the fuel column) in the maximum burst conditions. Point defects are observed at the upper pellet level in two fuel elements in the intermediate burst conditions. As shown by the calculation results, the maximum fuel radial average enthalpy was achieved in the fuel column's end pellets. Taking into account the post-irradiation examination results, the value of the limiting radial average enthalpy adopted for MNUP fuel is equal to 167 Cal per gram of nuclear fuel. This enthalpy value can be assumed to be justified up to the MNUP fuel burnup of 3 % h.a.

ВОЗМОЖНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИР-8 ТОПЛИВНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В ПОДДЕРЖКУ ПРОЕКТА ВВЭР-СКД

Арефинкина С.Е., Ерак Д.Ю., Ефремов П.К., Михин О.В., Мурашов В.Н., Яковлев В.В. (НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

В настоящее время, с учетом имеющегося опыта, реактор ИР-8 НИЦ «Курчатовский институт» рассматривается в качестве возможной площадки для проведения исследований перспективных топливных композиций и опытных твэлов. Особенностью реактора является возможность проведения, в числе прочего, экспресс-экспериментов с опытными твэлами в условиях, приближенных к условиям эксплуатации реакторов типа ВВЭР.

В докладе рассмотрены возможности проведения испытаний по исследованию опытных твэлов для проектируемых реакторов с водяным теплоносителем сверхкритических параметров (ВВЭР-СКД). Обсуждается разработка ампульных устройств (АУ-СКД) для исследований на реакторе ИР-8 оболочек твэлов в среде теплоносителя с СКД-параметрами.

Рассмотрена схема конструкции АУ-СКД для облучения опытных твэлов, которая представляется на данном этапе наиболее приемлемой для испытаний на реакторе ИР-8. Также представлена схема АУ для возможного облучения имитаторов твэлов в среде СКД-теплоносителя, где необходимые параметры будут достигаться в частности за счет наличия внешнего электрического нагревателя. Обсуждаются вопросы инструментации датчиками опытных твэлов (или имитаторов твэлов) и объема АУ для получения данных об изменении параметров эксперимента в режиме реального времени.

Для АУ с имитаторами твэлов с сердечником из вольфрама рассмотрен подход к определению величины тепловыделения в образцах нестационарным методом регулярного теплового режима. Показано рабочее уравнение, которое может использоваться для оперативного нахождения средней величины тепловыделения. Данные, полученные с применением предложенного метода, могут использоваться как для дополнительного экспресс-контроля за параметрами облучения в процессе эксперимента, так и для верификации расчетных моделей, описывающих поведение образцов при их испытаниях в ампульных устройствах.

THE POSSIBILITIES OF REALIZATION AT IR-8 RESEARCH REACTOR NUCLEAR FUEL INVESTIGATIONS IN SUPPORT OF SCWR PROJECT

Arefinkina, S.E.; Erak, D.Yu.; Efremov, P.K.; Mikhin, O.V.; Murashov, V.N.; Yakovlev, V.V. (NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia)

Reactor IR-8 NRC "Kurchatov Institute" based on the existing experience today considered as a possible site for the research of advanced fuel compositions and experimental fuel rods. The peculiarity of this reactor is the possibility of carrying out, among other things, express experiments with experimental fuel rods, under conditions close to the operating ones of VVER-type reactors.

This report considers the possibilities of conducting the tests to investigate experimental fuel rods for the designed supercritical water cooled reactors (SCWR). The report discusses the development of ampoule devices to research on the IR-8 reactor fuel rods claddings in the coolant with supercritical parameters.

The scheme of such ampoule device design for experimental fuel rods irradiation, which seems at this stage to be the most acceptable for tests at IR-8 reactor, is considered. In addition, the scheme of ampoule for possible irradiation of fuel rod simulators in the medium with supercritical parameters, where the required conditions will be achieved, in particular, due to the presence of an external

electric heater, is presented. The issues of instrumentation of experimental fuel rods (or fuel rod simulators) and ampoule volume by sensors to obtain data on changes in the experiment parameters in real time are discussed.

The approach to determine the value of heat release in the samples by the unsteady regular thermal mode method is considered for ampoule devices with tungsten core fuel element simulators. The working equation, which can be used for prompt finding of the average heat release value, is shown. The data, obtained with proposed method, can be used both for additional express control of irradiation parameters during experiment as well as for verification of calculation models which describe the specimens behavior during their testing in ampoule devices.

ОЦЕНКА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПЛАЗМЕННО-ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ МЕТОДОВ ВОССТАНОВЛЕНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ ИЗ ФТОРИДОВ

Вовкивский Е.Г., Чирков А.Ю. (МГТУ им. Н.Э. Баумана (НИУ), Москва, Россия)

Плазменно-электромагнитные методы (термические, ВЧ, СВЧ и др.) позволяют генерировать потоки смесей с различной степенью ионизации компонентов. Если исходное бинарное соединение состоит из элементов с существенно различными потенциалами ионизации, то возможно получать потоки, содержащие сильно ионизированную плазму одних элементов и нейтральные соединения других элементов. в частности, для металлов характерны сравнительно низкие значения потенциала ионизации, поэтому для их выделения из такой смеси целесообразно проанализировать указанные методы. в настоящем исследовании рассматриваются энергозатраты на реализацию процесса восстановления металлов в зависимости от типа плазменного реактора. Данная задача представляет интерес, в частности, при разработке эффективных технологий переработки обедненного гексафторида урана. При конверсии отвального гексафторида урана может быть получен металлический уран и соединения фтора.

Анализ выполнен для систем на основе ВЧ-плазмотрона и ВЧ/СВЧ разрядов в магнитном поле. Рассматриваются режимы генерации потоков с максимальным содержанием ионов металла и нейтральных атомов фтора. в этом случае возможно электромагнитное удержание металлических ионов с одновременной откачкой нейтральных компонентов. в частности, получено, что максимальное содержание ионов урана в генерируемом плазмотроном потоке при давлении ~ 1 кПа достигается при температурах 6000–7000 К. Проведены оценки затрачиваемой мощности в зависимости от типа плазменного реактора. Анализируются возможности масштабирования таких устройств до приемлемо высокого уровня производительности.

ESTIMATION OF ENERGY PARAMETERS OF PLASMA-ELECTROMAGNETIC METHODS FOR RECOVERING METAL COMPOUNDS FROM FLUORIDES

Vovkivsky, E.G.; Chirkov, A.Yu. (Bauman MSTU (NRU), Moscow, Russia)

It is possible to generate mixed flows with different degrees of the component's ionization by plasma-electromagnetic methods (thermal, high frequency, super high frequency, etc.). If the initial binary compound consists of elements with significantly different ionization potentials, then it is possible to obtain flows containing strongly ionized plasma of some elements and neutral compounds

of other elements. In particular, metals are characterized by relatively low values of the ionization potential; therefore, for their isolation from such a mixture, it is expedient to analyze these methods. This study considers the energy consumption for the implementation of the metal recovery process, depending on the type of plasma reactor. This problem is of interest, in particular, in the development of efficient technologies for the depleted uranium hexafluoride processing. Metallic uranium and fluorine compounds can be obtained during the waste uranium hexafluoride conversion.

The analysis was performed for systems based on radio frequency plasma torch and high frequency/super high frequency discharges in a magnetic field. The flow generation regimes with the maximum content of metal ions and neutral atoms of fluorine are considered. In this case, electromagnetic retention of metal ions with simultaneous pumping out of neutral components is possible. In particular, it was found that the maximum content of uranium ions in the flow generated by the plasma torch at a pressure of ~ 1 kPa is achieved at temperatures of 6000–7000 K. Estimates of the power consumed depending on the type of plasma reactor were made. The possibilities of scaling such devices to an acceptable high level of performance are analyzed.

АДДИТИВНОЕ ПРОИЗВОДСТВО ИЗДЕЛИЙ ИЗ ВЫСОКОЭФФЕКТИВНОЙ КЕРАМИКИ

Сгонов Н.М. (ООО «ЭНЕРГОАВАНГАРД», Москва, Россия)

Темпы внедрения аддитивных технологий на отечественные предприятия увеличиваются с каждым годом, а сами технологии становятся все более изученными и понятными. в основном это относится к изготовлению изделий из пластика и металла. Однако про аддитивное производство изделий из керамики мало кому известно в России, несмотря на то, что это направление активно развивается за рубежом и пользуется большим спросом.

Основной целью работы является ознакомление с технологией LCM (Lithography-based Ceramic Manufacturing) – производства изделий из керамики методом послойного синтеза, а также возможными сферами ее применения.

Процесс изготовления заключается в следующем: CAD-модель изделия в специальном программном обеспечении разрезается на 2D-слои и отправляется в систему послойного синтеза. с помощью системы подачи материала керамическая суспензия (смесь керамического порошка и связующего на основе фотополимера) поступает в ванну, где равномерно распределяется по поверхности с помощью рекоутера. Далее платформа построения опускается в ванну до полного соприкосновения. Снизу находится проектор ультрафиолетового излучения, который выборочно засвечивает сечение CAD-модели до момента фотополимеризации суспензии. Затем платформа поднимается, суспензия заново разравнивается с помощью рекоутера, платформа построения опускается и процесс повторяется до полного выращивания изделия.

Полученная «green-модель» в дальнейшем проходит традиционные этапы постобработки: сушка, дебайнинг (удаление связующего) и спекание для уплотнения керамических частиц и получения требуемых характеристик конечно изделия.

Основными преимуществами данной технологии является получение изделий со сложной геометрией, которые нельзя получить традиционными методами. Речь идет о сетчатых структурах, внутренних каналах и отверстиях до 0,50 мм, тонких стенках до 0,10 мм, элементов сложной конфигурации, а также достижение точности изготовления до 20–40 мкм. При этом нет необходимости изготавливать дорогостоящую оснастку, что значительно снижает себестоимость продукции. в итоге время на проведение НИР и НИОКР сокращается

в разы, что позволяет выводить на рынок инновационную конкурентоспособную продукцию в кратчайшие сроки.

ADDITIVE MANUFACTURING OF HIGH PERFORMANCE CERAMICS

Sgonov, N.M. (LLC "ENERGOAVANGARD", Moscow, Russia)

The pace of introduction of additive technologies to domestic enterprises is increasing every year, and the technologies themselves are becoming more studied and understood. This mainly applies to the manufacture of plastic and metal products. However, few people in Russia know about the additive manufacturing of ceramic products, despite the fact that this area is actively developing abroad and is in great demand.

The main purpose of the work is to familiarize with the technology LCM (Lithography-based Ceramic Manufacturing) - the production of ceramic products by layer-by-layer synthesis, as well as possible areas of its application.

The manufacturing process is as follows: the CAD model of the product is cut into 2D layers in special software and sent to the layer-by-layer synthesis system. Using the material supply system, the ceramic slurry (a mixture of ceramic powder and a binder based on a photopolymer) enters the bath, where it is evenly distributed over the surface using a recoater. Next, the build platform is lowered into the bath until it is in full contact. Below is an ultraviolet radiation projector, which selectively illuminates the cross section of the CAD model until the suspension is photopolymerized. The platform is then raised, the slurry is re-leveled with a recoater, the build platform is lowered and the process is repeated until the product is completely grown.

The resulting "green-model" further goes through the traditional post-processing stages: drying, debining (removal of the binder) and sintering to compact the ceramic particles and obtain the required characteristics of the final product.

The main advantages of this technology is the production of products with complex geometry, which cannot be obtained by traditional methods. We are talking about mesh structures, internal channels and holes up to 0.50 mm, thin walls up to 0.10 mm, elements of complex configuration, as well as achieving manufacturing accuracy up to 20-40 microns. At the same time, there is no need to manufacture expensive equipment, which significantly reduces the cost of production. As a result, the time for conducting R&D and R&D is reduced by several times, which makes it possible to bring innovative competitive products to the market in the shortest possible time.

УСЛОВИЯ СОЗДАНИЯ НОВЫХ ПРОИЗВОДСТВ ЯДЕРНОГО ЛЕГИРОВАНИЯ КРЕМНИЯ И РАДИАЦИОННОГО ОКРАШИВАНИЯ МИНЕРАЛОВ НА БАЗЕ ИЯР ИВВ-2М

Дьяков А.А., Ланских В.Н., Суров С.В.
(АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской области, Россия)

Постоянно меняющаяся конъюнктура рынка, рост спроса на новые товары и услуги, включая задачи по импортозамещению в области использования атомной энергии ставят перед поставщиками услуг все новые и новые задачи, решение которых лежит за плоскостью проектов действующих исследовательских ядерных установок.

Поиск решений данных задач приводит к необходимости оптимизации существующих проектных решений и модернизации исследовательских ядерных реакторов.

Это крайне важно как с точки зрения освоения новых рынков товаров и услуг и повышения эффективности эксплуатации действующих реакторов, так и с точки зрения отработки инновационных решений для проектов будущих исследовательских реакторных установок.

В 2020 году АО «ИРМ» совместно с АО «НИКИЭТ» провели НИОКР на темы:

Обоснование технических условий для создания лаборатории ядерного легирования кремния (ЯЛК) на базе ИЯУ ИВВ-2М;

Обоснование технических условий для создания каналов ЯЛК в баке исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М.

В результате НИОКР предложены проектные решения по оптимизации реакторного пространства бака реактора ИВВ-2М, размещению оборудования производства ЯЛК и технологические режимы производства. На основании результатов работ разработано техническое задание на проектирование облучательных каналов и технологической линии производства ЯЛК на действующем ИЯР ИВВ-2М.

В результате патентных исследований на уровень техники и тенденции развития технологии ЯЛК в ИЯР было установлено, что внереакторная технологическая линия производства ЯЛК может с успехом использоваться и для налаживания производства радиационного окрашивания минералов. в частности, подобный опыт был изучен в АО «НИИАР» на ИЯР РБТ-6, РБТ-10/2 и ИРТ-Т ФГАОУ ВО НИ «Томский политехнический университет».

В 2022–2023 годах АО «ИРМ» проводит НИОКР по теме «Разработка технологии радиационного окрашивания топазов».

Оба инновационных проекта объединяет то, что проектом ИЯР ИВВ-2М данные технологии предусмотрены не были.

АО «ИРМ» намерен реализовать проект радиационного окрашивания топазов на действующем ИЯР ИВВ-2М, а также использовать результаты НИОКР при разработке проекта новой исследовательской ядерной установки «Урал».

В докладе представлены и обсуждены результаты НИОКР по созданию производств ЯЛК и радиационного окрашивания топазов на базе ИЯР ИВВ-2М.

CONDITIONS FOR THE CREATION OF NEW PRODUCTION FACILITIES FOR NUCLEAR ALLOYING OF SILICON AND RADIATION COLORING OF MINERALS BASED ON INR IVV-2M

Dyakov A.A., Lanskikh V.N., Surov S.V.
(JSC IRM, Zarechny, Sverdlovsk region, Russia)

The constantly changing market conditions, the growth of demand for new goods and services, including the tasks of import substitution in the field of the use of atomic energy, pose more and more new tasks for service providers, the solution of which lies beyond the plane of projects of operating nuclear research facilities.

The search for solutions to these problems leads to the need to optimize existing design solutions and modernize research nuclear reactors.

This is extremely important both from the point of view of developing new markets for goods and services and increasing the efficiency of operating reactors, and from the point of view of developing innovative solutions for projects of future research reactor facilities.

In 2020, IRM JSC together with NIKIET JSC conducted R&D on the following topics:

Justification of the technical conditions for the creation of a laboratory for nuclear doping of silicon (neutron transmutation doped (NTD)) on the basis of IVV-2M;

Substantiation of technical conditions for the creation of channels for nuclear doping of silicon in the tank of the research nuclear reactor IVV-2M.

As a result of R&D, design solutions were proposed for optimizing the reactor space of the IVV-2M reactor tank, placement of equipment for the production of NTD and technological modes of production. Based on the results of the work, the terms of reference for the design of irradiation channels and the technological line for the production of NTD at the operating NRR IVV-2M were developed.

As a result of patent research on the state of the art and the development trend of NTD technology in the NRR, it was found that the out-of- reactor technological line for the production of NTD can also be successfully used to establish the production of radiation coloring of minerals. In particular, a similar experience was studied at RIAR JSC at the RBT-6, RBT-10/2 and IRT-T "Tomsk Polytechnic University".

In 2022 - 2023, IRM JSC is conducting R&D on the topic "Development of technology for radiation staining of topaz".

Both innovative projects are united by the fact that these technologies were not provided for by the NRR IVV-2M project.

JSC IRM intends to implement a project of radiation staining of topaz (RST) at the operating NRR IVV-2M, as well as to use the results of R&D in the development of a project for a new research nuclear facility "Ural".

The report presents and discusses the results of R&D on the creation of NTD and RST production facilities based on NRR IVV-2M.

ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ ФАБРИКАЦИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В УСЛОВИЯХ БЕЗЛЮДНОГО ПРОИЗВОДСТВА С ОБСЛУЖИВАНИЕМ РОБОТИЗИРОВАННЫМИ КОМПЛЕКСАМИ – ГРАНУЛЯТОР И 3D-СМЕСИТЕЛЬ ВЫСОКОТОКСИЧНЫХ ПОРОШКОВ В ИНЕРТНОЙ АТМОСФЕРЕ

Зубков В.Г., Сергеев Н.Г., Лобов А.А., Ряпосов А.В., Матусов Е.С., Шкурин П.А.
(АО «СвердНИИхиммаш», Екатеринбург, Россия)

Установка гранулирования. Гранулирование веществ является важной частью технологического процесса для получения прессованного таблетированного топлива в модулях фабрикации-рефабрикации. Однако имеющиеся в промышленности грануляторы требуют ручного обслуживания и не предназначены для работ с высокоактивными веществами. Общепромышленные грануляторы могут быть использованы для работы с низкоактивными элементами, но когда производство связано с высокоактивными элементами, применять необходимо только специализированное оборудование.

С этой целью разработана установка гранулирования, имеющая герметичный корпус и предназначенная для обслуживания робототехническим комплексом (далее – РТК). Данный гранулятор предназначен для формирования гранул из мелкодисперсного порошка.

Гранулятор разработан на основе валкового механизма. Конструкция обеспечивает герметичную подачу продукта на гранулирование, далее – на измельчение и герметичную перегрузку полученного гранулята в контейнер. Из-за особенности производства и работы с высокоактивным продуктом в пространстве установки создана инертная атмосфера.

Конструкция оборудования удовлетворяет всем критериям ремонтопригодности. Установка гранулятора установлена на единой подставке со строповыми механизмами для изъятия установки с помощью РТК в зону для ремонта и текущего обслуживания.

Установка 3D-смешения используется для усреднения состава продукта. Принцип работы установки (так называемого встряхивающего смесителя) основан на контролируемом трехмерном движении. Вращение обеспечивает непрерывно аккуратный, постоянный и воспроизводимый процесс смешивания, что крайне важно для окатывания гранул в процессе подготовки пресс-порошка без их возможного разрушения.

На раме установлены быстроразъемные соединения для возможности отсоединения электропитания при помощи РТК. Внутри установки предусмотрены отдельные соединения кабелей с целью обеспечения возможности поагрегатного отключения электроприемников установки с целью проведения текущего ремонта или осмотра.

Управление работой 3D-смесителя производится в автоматическом режиме с помощью локальной системы управления. Оборудование 3D-смесителя предназначено для работы в среде с высокоактивными веществами.

Конструкции установокгранулятора и 3D-смесителя для роботизированного технологического комплекса позволяет исключить присутствие рабочего персонала в зоне, где нахождение ограничено.

Установки гранулятора и 3D-смесителя предназначены для работы в помещении с высокоактивными средами, имеют решения для обслуживания с помощью РТК и тем самым являются новым технологическим решением для цепочки оборудования в производстве топлива.

THE EQUIPMENT FOR THE FABRICATION OF NUCLEAR FUEL IN THE CONDITIONS OF UNATTENDED PRODUCTION WITH SERVICE BY ROBOTIC COMPLEXES – THE PELLETING MACHINE AND 3D-MIXER OF HIGHLY TOXIC POWDERS IN THE INERT ATMOSPHERE

Zubkov, V.G.; Sergeyev, N.G.; Lobov, A.A.; Ryaposov, A.V.; Matusov, E.S.; Shkurin, P.A.
(Sverdlovsk Chemical Engineering Research Institute, JSC, Yekaterinburg, Russia)

Pelleting machine system. Granulation of substances is an important part of technological process for receiving the pressed tableted fuel in fabrication-refabrication modules. However, the pelleting machines which are available in the industry demand manual service and they are not intended for works with highly active substances. All-purpose industrial pelleting machines can be used for activities with low-active elements, but when production is connected with highly active elements, it is necessary to use only the special equipment.

For this purpose the pelleting machine system having the hermetic housing and intended for servicing by a robotic technological complex (further – R.T.C) is developed. This pelleting machine is intended for forming pellets from fine powder.

The pelleting machine is developed on the basis of the roll mechanism. The design provides hermetic feeding of product to be granulated, followed by crushing and hermetic overloading of the received pellets in a transport container. Due to particularities of production and handling of high-active product in space of pelleting machine system the inert atmosphere is created.

The equipment design meets all the requirements of maintainability. Pelleting machine system is established on a uniform support with sling mechanisms for withdrawal of pelleting machine system by means of RTC to a zone for repair and routine maintenance.

The 3D-mixer system is used for averaging of product structure. The principle of operation of the system (so called stirring-up mixer) is based on the controlled three-dimensional movement. Rotation provides uninterrupted accurate, continuous and reproduced mixing process that is extremely important for briquetting of pellets in the course of preparation of molding powder without possible destruction thereof.

Quick-disconnect couplings are established on the frame for a possibility of detachment of power supply by means of RTC. Separate connections of cables are provided in the system with the purpose of providing possible subassembly shutdown of electrical equipment of the system for the running repair or survey to be carried out.

3D-mixer operation control is performed in the automatic mode by means of a local control system. The equipment of 3D-mixer system is intended for work in the environment with high-active substances.

Design of pelleting machine and 3D-mixer for the robotic technological complex allows excluding of working personnel presence in the zone of limited access.

The pelleting machine and 3D-mixer systems are intended for indoor operation with highly active environments, they have decisions for maintenance by means of RTC and, they represent thereby a new technological solution for the equipment line in the production of fuel.

ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ ФАБРИКАЦИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В УСЛОВИЯХ БЕЗЛЮДНОГО ПРОИЗВОДСТВА С ОБСЛУЖИВАНИЕМ РОБОТИЗИРОВАННЫМИ КОМПЛЕКСАМИ – УСТАНОВКИ КАРБОТЕРМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА НИТРИДОВ И СПЕКАНИЯ ТАБЛЕТОК

Морозова Е.А., Сергеев Н.Г., Ряпосов А.В., Шкурин П.А.
(АО «СвердНИИхиммаш», Екатеринбург, Россия)

В докладе рассмотрены конструкции печных установок, входящих в модуль фабрикации-рефабрикации, позволяющие роботизированному технологическому комплексу (далее – РТК) обеспечивать комплексное обслуживание установок с возможностью переналадки, демонтажа и мелкого ремонта оборудования.

Установка синтеза нитридов с установками газоочистки предназначена для получения смешанных нитридов методом карботермического синтеза с добавлением углерода и брака нитридной крупки. Установка включает высокотемпературные печи с вращающейся ретортой, узлы подачи, охлаждения продукта и его разгрузки. Установка разработана как альтернатива установке с печами садочного типа, примененной в предыдущем поколении модуля фабрикации-рефабрикации. Применение печей садочного типа характеризуется высокой удельной энергоемкостью, периодическим режимом работы и большими габаритами размещения в камере. Предлагаемая конструкция установки синтеза нитридов лишена вышеперечисленных недостатков. в связи с тем, что процесс является непрерывным, снижаются эксплуатационные затраты, повышается качество готового продукта. за счет постоянного перемешивания гранулята в реторте печи происходит интенсификация процессов массо- и теплообмена, приводящая к снижению продолжительности процесса синтеза нитридов.

В установке предусмотрена возможность замены отдельных элементов конструкции без изъятия всей конструкции установки. Для этого в конструкцию корпусов включены быстроразъемные соединения для РТК.

Установка синтеза нитридов с управлением с помощью РТК является новым оборудованием для решения задач получения топлива в ограниченном пространстве камеры, она позволяет, благодаря минимизации пространства, уменьшить капитальные и эксплуатационные расходы.

Установка спекания таблеток с установками газоочистки, непрерывно-действующая, предназначена для спекания прессованных таблеток из смешанных нитридов или смешанных оксидов в атмосфере защитных газов. Установка состоит из печи удаления связки, печи спекания и устройств для перегрузки лодочек с таблетками. в отличие от проходных толкательных печей и печей с шагающим подом данная конструкция установки с вертикально размещенными печами позволяет значительно сократить габариты установки, а также осуществлять процессы удаления связки и спекания в отдельных печах.

Вертикальная печь спекания таблеток с герметичным муфелем позволяет не только сократить габариты, но и кардинально уменьшить объем загрязнения продуктом, поскольку продукт размещается внутри муфеля печи, а зона нагревателей и футеровки остается в чистой зоне.

Конструкция установки для обслуживания РТК предусматривает отсутствие ручных операций по снятию оборудования из робототехнической линии. Это исключает ошибки рабочего персонала, так как все функции по обслуживанию средствами роботизированного технологического комплекса запрограммированы в системе управления.

THE EQUIPMENT FOR THE FABRICATION OF NUCLEAR FUEL IN THE CONDITIONS OF UNATTENDED PRODUCTION WITH SERVICE BY ROBOTIC COMPLEXES – THE CARBOTHERMIC SYSTEMS OF SYNTHESIS OF NITRIDES AND SINTERING OF PELLETS

Morozova, E.A.; Sergeyev, N.G.; Ryaposov, A.V.; Shkurin, P.A.
(SverdNIIchimmash, JSC, Yekaterinburg, Russia)

The present report considers the designs of furnace systems being parts of fabrication-refabrication module, allowing the robotic technological complex to provide complex service of systems with a possibility of readjustment, dismantling and minor repair of the equipment.

Nitride synthesis system with gas purification units is intended for receiving the mixed nitrides by method of carbothermic synthesis with addition of carbon and rejection of nitride groats. System includes high-temperature furnaces with the rotating retort, assemblies of feeding, cooling of the product and its unloading. System is developed as an alternative to the system with charge type furnaces applied in the previous generation of fabrication-refabrication module. Use of furnaces of charge type is characterized by high specific power consumption, a periodic duty of work and large dimensions in the hot cell. The offered design of nitride synthesis system is deprived of abovementioned disadvantages. Due to continuous process the operating costs decrease, and the quality of end product increases. Due to continuous mixing of pellets in a retort of the furnace there is an intensification of processes mass and heat exchange, leading to decrease in duration of process of synthesis of nitrides.

The system provides for a possibility of replacement of separate members without withdrawal of all the construction of the system. For this purpose, the design of housings is equipped with quick disconnect couplings for RTC.

The synthesis of nitrides system with control by means of RTC is the new equipment for problem solving of receiving fuel in limited space of the hot cell and, thereby, having minimized space, allows to reduce capital and operating costs.

Sintering of pellets system with gas purification units, continuously operated, is intended for sintering of the pressed pellets from mixed nitrides or mixed oxides in the atmosphere of protective gases. System consists of debinding furnace, sintering furnace and devices for overload of court shoes with pellets. In opposition to through pusher-type furnaces and walking beam furnaces this design of system with vertically placed furnaces allows to reduce considerably the system dimensions and also to carry out processes of debinding and sintering in separate furnaces.

The vertical furnace for sintering of pellets with the hermetic muffle allows not only to reduce dimensions, but also to reduce considerably the volume of contamination with the product, as the product is placed in the furnace muffle, and the zone of heaters and lining remains in a clean area.

The design of the sintering system for service of RTC provides hands-off operations on removal of the equipment from the robotic line. It excludes mistakes of working staff as all functions on service by means of a robotic technological complex are programmed in the control system.

НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Егоров М.Ю. (ГУАП, Санкт-Петербург, Россия; СПбГЛТУ, Санкт-Петербург, Россия), Григорьев С.Д. (ГУАП, Санкт-Петербург, Россия)

Актуальность. Разработка новых материалов для ядерного топлива является одной из ключевых задач в области ядерной энергетики. Новые материалы могут обладать улучшенными свойствами: повышенная стойкость к коррозии и окислению, более высокая теплопроводность и механическая прочность. Это может привести к увеличению эффективности ядерных реакторов и снижению затрат на эксплуатацию.

Одним из перспективных материалов для ядерного топлива является уран-молибденовый сплав. Этот сплав обладает высокой теплопроводностью и стойкостью к коррозии. Это позволяет ему выдерживать высокие температуры, которые возникают в ядерных реакторах. Благодаря этим свойствам топливные элементы на основе уран-молибденового сплава могут иметь более длительный срок службы и снизить затраты на эксплуатацию.

Наноматериалы также представляют собой перспективный класс материалов для ядерного топлива. Например, наночастицы оксида циркония могут использоваться для увеличения стойкости к коррозии топливных стержней, что также может улучшить долговечность ядерных реакторов.

Однако разработка наноматериалов для ядерного топлива требует решения многих задач, таких как повышенные затраты на их производство и риск возникновения новых проблем, связанных с их использованием.

Также стоит учитывать экологические и социальные аспекты при разработке новых материалов для ядерного топлива. Некоторые материалы могут быть токсичными или неустойчивыми. Это может привести к негативному воздействию на окружающую среду и здоровье людей. Поэтому важно обеспечить безопасность и экологическую устойчивость новых материалов.

Выводы. Новые материалы для ядерного топлива представляют большой интерес для научных исследований и могут иметь большой потенциал для увеличения безопасности, эффективности и устойчивости ядерных реакторов. Однако требуется проведение дополнительных исследований и испытаний для оценки их эффективности и безопасности, а также разработка более экономически выгодных способов производства и использования.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЖЕЛАТЕЛЬНОГО ТЕРМИЧЕСКОГО ЦИКЛА ПРИ СВАРКЕ ТОЛСТОСТЕННЫХ ОБЕЧАЕК

Коновалов А.В. (МГТУ им. Н.Э.Баумана (НИУ), Москва, Россия)

Известно, что многослойная сварка имеет большой потенциал по регулированию сварочных термических циклов (СТЦ) для получения благоприятного структурного состояния зоны термического влияния (ЗТВ) сварного соединения. Такая формулировка интуитивно понятна, но требует уточнения – какое структурное состояние является благоприятным и каким должен быть СТЦ для его достижения. Так, для получения высоких показателей ударной вязкости ЗТВ и ее сопротивляемости образованию холодных трещин необходимо, чтобы размер действительного аустенитного зерна в зоне перегрева ЗТВ был минимальным. с этой точки зрения СТЦ в околошовной зоне (ОШЗ) многослойного сварного соединения должен быть таким, чтобы первые тепловые воздействия приводили к неизбежному росту зерна и закалке (от этого избавиться невозможно, так как ОШЗ формируется при подсолидусных температурах); очередное тепловое воздействие должно привести к рекристаллизации аустенита с измельчением зерна и, возможно, с повторной закалкой. Для этого максимальная температура очередного воздействия должна быть выше A_3, но ниже температуры начала интенсивного роста зерна (ТНИР, в конструкционных легированных сталях примерно 1000 °С). Все последующие воздействия должны обеспечивать отпуск закаленных структур, для чего их максимальная температура не должна превышать A_1. При таком СТЦ многослойной сварки, действительно, может быть достигнуто благоприятное структурное состояние, характеризующееся дисперсной структурой продуктов отпуска бейнитного характера, обладающих высокими прочностными и вязкими свойствами. Именно такой СТЦ можно считать желательным, и концепция обеспечения желательного СТЦ должна быть положена в основу оптимизации теплового режима многослойной сварки. Наиболее просто эта концепция может быть реализована при многослойной сварке в щелевую разделку по схеме «один валик в слое».

Рассмотрим тепловые процессы в ОШЗ многослойного соединения со щелевой разделкой, заполняемой по схеме «один валик в слое». При наложении очередного валика в нижележащей части соединения образуется область измельчения зерна, ограниченная линиями максимальных температур A_3 и ТНИР от тепловложения очередного прохода. Для достижения желаемого эффекта в ОШЗ необходимо, чтобы высота указанной зоны была равна толщине укладываемого слоя, тогда измельчение зерна будет обеспечено во всех точках ОШЗ сварного соединения.

Для оценки требуемой толщины слоя были выполнены серии тепловых расчетов на основе классической теории распространения теплоты при сварке Н.Н. Рыкалина. Использовалась модель мощного быстродвижущегося точечного источника теплоты внутри массивного тела с типовыми для конструкционных легированных сталей теплофизическими свойствами. из полученных результатов следует, что для реализации желаемого СТЦ ОШЗ в зависимости от условий сварки в щелевую разделку высота каждого слоя должна составлять 0,15 … 0,25 от ее ширины.

Проведенные для стали 15Х2МФА-А расчеты с использованием инженерного программного комплекса «Свариваемость легированных сталей» применительно к условиям автоматической сварки в щелевую разделку при различной толщине слоев шва также показали, что минимальные температуры подогрева при различном содержании исходного водорода в наплавленном металле достигаются в интервале относительной толщины слоев 0,15 … 0,3.

PROVIDING THE DESIRED THERMAL CYCLE AT THICK-WALLED SHELLS WELDING

Konovalov, A.V. (Bauman MSTU (NRU), Moscow, Russia)

It is known that multilayer welding has a great potential for regulating of welding thermal cycles (WTC) to obtain a favorable microstructural state of the heat affected zone (HAZ) of the welded joint. This formulation is intuitive, but requires clarification – which structural state is favorable, and what the WTC should be in order to achieve it. Thus, in order to obtain high indicators of the HAZ toughness and its resistance to the formation of cold cracks, it is necessary that the size of the actual austenitic grain in the zone of overheating of the HAZ is minimal. From this point of view, the WTC in the near-seam part of the HAZ of a multilayer welded joint should be such that the first thermal effect lead to the inevitable grain growth and quenching (it is impossible to get rid of this, because HAZ is formed at high temperatures); the next thermal effect should lead to recrystallization of austenite with grain refining and, possibly, re-quenching. To do this, the maximum temperature of the next thermal effect should be above A_3, but below the temperature of the beginning of intensive grain growth (T_{GG}, in structural steels about 1000 °C). All subsequent thermal effects should ensure the tempering of quenched microstructures, for which their maximum temperature should not exceed A_1. With such a multi-layer welding WTC, indeed, a favorable microstructural state can be achieved, characterized by a dispersed microstructure of bainitic tempering products with high strength and toughness properties. It is such a WTC that can be considered desirable, and the concept of providing the desired WTC should be the basis for optimizing the thermal regime of multilayer welding. Most simply, this concept can be implemented with multilayer narrow gap welding according to the "one pass in a layer" scheme.

Let's consider the thermal processes in the HAZ of a multilayer joint at narrow gap welding, filled according to the "one pass in a layer" scheme. When the next roller is applied, a grain refining area is formed in the underlying part of the joint, limited by the lines of maximum temperatures A_3 and T_{GG} from the heat input of the next passage. To achieve the desired effect in the HAZ, it is necessary that the height of the specified zone is equal to the thickness of the layer being laid, then grain refining will be provided at all points of the HAZ of the welded joint.

To estimate the required layer thickness, a series of thermal calculations were performed based on the classical theory of heat propagation at welding by N.N. Rykalin. A model of a powerful fast-moving point heat source inside a massive body with typical thermal properties for structural steels was used. It follows from the results obtained that in order to implement the desired WTC in HAZ, depending on the conditions of narrow gap welding, the height of each layer should be 0.15 ... 0.25 of its width.

Calculations carried out for the PWR body made of 15X2MFA-A steel using the "Weldability of alloyed steels" software package in relation to the conditions of automatic narrow gap welding with different thickness of the seam layers also showed that the minimum heating temperatures with different content of the initial hydrogen in the deposited metal are achieved in the range of relative layer thickness 0.15 ... 0.3.

ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ЯДЕРНОГО ЛЕГИРОВАНИЯ СЛИТКОВ КРЕМНИЯ БОЛЬШОГО ДИАМЕТРА НА РЕАКТОРЕ ИВВ-2М

Дьяков А.А., Козлов А.В., Ланских В.Н.
(АО «ИРМ», Заречный Свердловской обл., Россия)

Известны проблемы, связанные с неравномерностью легирования кристаллов кремния, выращенных методом Чохральского. В настоящей работе математическим моделированием исследована возможность получения однородного по удельному электрическому сопротивлению кремниевого слитка методом ядерного легирования для солнечной энергетики и силовой электроники. Метод ядерного легирования кремния основан на следующей ядерной реакции: изотоп ^{30}Si, поглощая нейтрон, превращается в изотоп ^{31}Si, который, распадаясь, превращается в стабильный ^{31}P. В результате получается кремний электронного типа проводимости с высокооднородным распределением легирующей добавки фосфора по объёму слитка.

Приведены данные, полученные при помощи расчетного кода MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0, являющегося разработкой НИЦ «Курчатовский институт». Расчеты проведены применительно к исследовательскому ядерному реактору ИВВ-2М АО «Институт реакторных материалов». Произведена оценка изменения плотности потока нейтронов по радиусу слитка диаметром 203-229 мм и длине 500 мм.

Рассмотрен вариант размещения двух вертикальных экспериментальных каналов для облучения кремния рядом с активной зоной реактора. Для канала с графитовым окружением средняя плотность потока тепловых нейтронов в слитке кремния на высоте его перемещения 1,5 м составила $5 \cdot 10^{12}$ $см^{-2} \cdot с^{-1}$, спектральный коэффициент – 262. Относительная неравномерность плотности потока тепловых нейтронов по радиусу слитка кремния - около 6 %, объемная неравномерность флюенса тепловых нейтронов в слитке – около 10 %. Исходя из средней плотности потока тепловых нейтронов в зоне облучения, длительность облучения для достижения удельного электрического сопротивления 60 Ом·см (кремний для силовой электроники) не превысит 2 суток.

На реакторе ИВВ-2М возможно также облучение слитков или пластин кремния диаметром до 203 мм в вертикальном экспериментальном канале, установленном в бериллиевом отражателе активной зоны реактора. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в этом канале в 2 раза выше, чем в случае облучения кремния рядом с активной зоной реактора.

Расчетными методами показано, что на реакторе ИВВ-2М принципиально возможно ядерное легирование кремния в виде слитков или пакетов пластин большого диаметра (до 229 мм) и высотой до 500 мм с обеспечением удовлетворительной радиальной и объемной неравномерности удельного электрического сопротивления.

SUBSTANTIATION OF THE POSSIBILITY OF NEUTRON TRANSMUTATION DOPING OF LARGE IN DIAMETER SILICON INGOTS AT IVV-2M REACTOR

Diakov, A.A.; Kozlov, A.V.; Lanskikh, V.N.
(JSC INM , Zarechny, Sverdlovsk Region, Russia)

There are problems associated with the uneven doping of silicon crystals grown using the Czochralski method. In the present work, the possibility of obtaining a silicon ingot uniform in electrical resistivity by neutron transmutation doping for photovoltaics and power electronics using mathematical modeling was considered. Neutron transmutation doping of silicon is based on the following nuclear reaction: the ^{30}Si isotope, absorbing the neutron, transforms into the ^{31}Si isotope, which, decaying, transforms into a stable ^{31}P isotope. The result is silicon of electronic conductivity type with highly homogeneous distribution of the dopant of phosphorus according to the volume of the ingot.

Data obtained using the MCU RFFI/A calculation code with evaluated nuclear data file DLC/MCUDAT-1.0, which was developed by Kurchatov Institute National Research Center. The calculations were carried out in relation to the IVV-2M research nuclear reactor of Institute of Nuclear Materials JSC. The change in the neutron flux density over a radius with an ingot radius of 203–229 mm and a length of 500 mm was estimated.

The option of placing two vertical experimental channels for irradiating silicon near the reactor core is considered. For a channel with graphite surroundings, the average thermal neutron flux density in a silicon ingot at a displacement height of 1.5 m was $5 \cdot 10^{12}$ $m^{-2} \cdot c^{-1}$, spectral ratio – 262. The relative non-uniformity of the thermal neutron flux density along the radius of the silicon ingot is about 6 %, and the volume non-uniformity of the thermal neutron fluence in the ingot is about 10 %. Based on the average thermal neutron flux density in the irradiation zone, the irradiation duration to achieve electrical resistivity of 60 Ohm·cm (silicon for power electronics) is not more than 2 days.

At the IVV-2M reactor, it is also possible to irradiate silicon ingots or wafers with a diameter of up to 203 mm in a vertical experimental channel installed in the beryllium reflector of the reactor core. The maximum thermal neutron flux density in this channel is 2 times higher than in the case of irradiation of silicon near the reactor core.

It has been shown by calculation methods that at the IVV-2M reactor, it is fundamentally possible to nuclear dope silicon in the form of ingots or packs of wafers of large diameter (up to 229 mm) and a height of up to 500 mm with a satisfactory radial and volume non-uniformity of electrical resistivity.

СЕКЦИЯ 3
ТЕХНОЛОГИИ ЗАМКНУТОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА, ОБРАЩЕНИЕ С ОЯТ И РАО, ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ РЕШЕНИЕ ПРОБЛЕМ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ ОРУЖЕЙНЫХ МАТЕРИАЛОВ

SECTION 3
CLOSED FUEL CYCLE TECHNOLOGIES, SNF AND RW MANAGEMENT, TECHNOLOGICAL ANSWERS TO THE PROBLEMS OF NON-PROLIFERATION

ГОМОГЕННАЯ И ГЕТЕРОГЕННАЯ ТРАНСМУТАЦИЯ ^{237}NP, ^{241}AM, ^{243}AM В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Головин Н.П., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Мороко В.И., Попов В.Е.
(АО НИКИЭТ, Москва, Россия)

Представлены результаты исследования влияния минорных актинидов (МА) ^{237}Np, ^{241}Am и ^{243}Am, получаемых из облученного ядерного топлива легководных реакторов, на нейтронно-физические характеристики энергетического реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем. Определена эффективность трансмутации МА при разном составе активной зоны, используя гомогенный и гетерогенный подходы по размещению МА в активной зоне.

В исследовании анализировались эффективная доля запаздывающих нейтронов, коэффициент воспроизводства, плотностной эффект реактивности и остаточное энерговыделение выгружаемого топлива. Проведено моделирование стартовой и равновесной кампании.

При гомогенном подходе актиноиды добавляются в нитридную топливную композицию путем замещения в ней примерно такой же массы урана для сохранения исходной плотности топлива. Критичность активной зоны обеспечивается корректировкой содержания плутония. Рассматривалось добавление актиноидов в количестве до 100 % массы топлива.

Показано, что реактором, топливная загрузка которого будет состоять только из нитридов ^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am, будет сложно управлять по причинам малой эффективной доли запаздывающих нейтронов и положительного доплеровского коэффициента реактивности. Определена оптимальная доля добавляемых МА в топливо, исходя из нейтронно-физических характеристик реактора.

При гетерогенном подходе исследовалась возможность установки отдельных ТВС с топливом из нитрида ^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am внутри активной зоны и в боковом экране. Определена допустимая плотность загрузки, исходя из ограничения тепловой линейной нагрузки на твэл. Рассмотрены параметры топлива из МА при организации рецикла нептуния и америция.

HOMOGENEOUS AND HETEROGENEOUS TRANSMUTATION OF ^{237}NP, ^{241}AM, ^{243}AM IN A LEAD-COOLED FAST REACTOR

Golovin, N.P.; Lopatkin, A.V.; Lukasevich, I.B.; Moroko, V.I.; Popov, V.Ye.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The results of studying the influence of ^{237}Np, ^{241}Am and ^{243}Am (MAs) obtained from irradiated nuclear fuel of light water reactors on neutronics of a lead-cooled fast reactor are presented. The efficiency of MA transmutation was determined for different core compositions using homogeneous and heterogeneous approaches to minor actinide arrangement in the core.

The study analyzed the effective delayed neutron fraction, the breeding ratio, the density effect of reactivity, and the decay heat of the unloaded fuel. Start-up and equilibrium campaigns were simulated.

In the homogeneous approach, actinides are added to the nitride fuel composition by replacing about the same mass of uranium in it to maintain the initial density of the fuel. The criticality of the core is ensured by adjusting the plutonium content. The addition of actinides in an amount of up to 100 % of the fuel mass was considered.

It has been shown that the reactor, the fuel load of which consists of ^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am nitrides only, will be difficult to control due to the small effective delayed neutron fraction and the positive

Doppler reactivity coefficient. The optimal proportion of MAs added to the fuel was determined based on rector neutronics.

In terms of the heterogeneous approach, the possibility of placing individual FAs with ^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am nitride fuel inside the core and in the side shield was studied. The tolerable loading density was determined based on the limitation of the thermal linear load on the fuel element. The parameters of MA fuel when arranging neptunium and americium recycling were examined.

БЕЗОПАСНОСТЬ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО КАК ОПРЕДЕЛЯЮЩИЙ ФАКТОР ВЫБОРА СХЕМЫ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Самойлов А.А., Александрова Т.А., Бутов Р.А., Муленкова Е.В.
(ИБРАЭ РАН, Москва, Россия)

В настоящее время при выборе схемы по обращению с ОЯТ отталкиваются исключительно от действующих ФНП, ориентированных на текущий уровень развития технологий переработки и устоявшейся практики обращения с ОЯТ несмотря на то, что корректировка действующих ФНП в соответствии с изменениями в принимаемых практических решениях является хорошей практикой. в качестве основных нормативных документов, регламентирующих характеристики кондиционированных РАО, образующихся при переработке ОЯТ в России, можно выделить Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15), а также «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (НП-093-14), но вместе с тем ведется активная трансформация нормативно-правового регулирования.

В настоящий момент с Ростехнадзором согласованы изменения, которые будут внесены в Федеральный закон от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации». 29 октября 2022 года было выпущено Постановление Правительства РФ № 1929 «О внесении изменений в постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069» (вступает в силу с 01.01.2024), которое выносит на первый план долгосрочную безопасность захоронения РАО, а именно соответствие РАО частным критериям приемлемости. в связи с этим при планировании обращения с ОЯТ следует ориентироваться не на текущие формулировки ФНП, которые будут корректироваться, а на факторы, оказывающие влияние на безопасность захоронения РАО.

В рамках данного доклада будет продемонстрировано, как критерии безопасности захоронения РАО влияют на выбор оптимальной схемы переработки ОЯТ, а также приведены примеры расчетных оценок требований к РАО, образующихся при переработке ОЯТ, в зависимости от особенностей их захоронения.

RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL SAFETY AS A DETERMINING FACTOR IN THE CHOICE OF SNF REPROCESSING SCHEME

Samoylov, A.A.; Aleksandrova, T.A.; Butov, R.A.; Mulenkova, E.V.
(IBRAE RAS, Moscow, Russia)

The choice of handling scheme for SNF is carried out solely on the basis of the existing norms and rules, focused on the current level of reprocessing technologies evolution and established practices for handling SNF, despite the fact that adjusting the existing norms and rules in accordance with

changes in practical activities is good practice. The main regulatory documents regulating the characteristics of conditioned radioactive waste generated during spent nuclear fuel reprocessing in Russia include the Federal norms and rules in the field of atomic energy use "Collection, processing, storage and conditioning of liquid radioactive waste. Safety requirements" (NP-019-15), as well as "Criteria for the acceptance of radioactive waste for disposal" (NP-093-14).

At the moment, changes have been agreed with Rostechnadzor that will be made to the Federal Law № 190-FZ "On the management of radioactive waste and on amendments to certain legislative acts of the Russian Federation", and on Decree of the Government of the Russian Federation № 1929 "On amendments to the Decree of the Government of the Russian Federation of October 19, 2012 № 1069" (comes into force on January 1, 2024), which brings to the fore the long-term safety of radioactive waste disposal, in particular the compliance of radioactive waste with waste acceptance criteria. In this regard, when planning SNF management, one should focus not on the current formulations of the norms and rules, which can be changed, but on factors that influence the safety of RW disposal.

This report demonstrates how safety criteria for radioactive waste disposal influence the choice of the optimal scheme for spent nuclear fuel reprocessing, as well as provide examples of requirements were estimated for radioactive waste, which were generated by spent nuclear fuel reprocessing, depending on the characteristics of disposal facilities.

ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН. КАК ПОВЫСИТЬ ОБЩЕСТВЕННУЮ ПРИЕМЛЕМОСТЬ

Тажибаева И.Л., Клепиков А.Х., Романенко О.Г., Блынский А.П.
(НТЦ Безопасности ядерных технологий, Алматы, Казахстан)

В Республике Казахстан имеются накопленные РАО прошлой деятельности предприятий атомной отрасли бывшего СССР (ядерные полигоны, урановая промышленность и др.), а также отходы, образовавшиеся в результате сегодняшней деятельности предприятий отрасли. Практика обращения с РАО в Казахстане ориентирована только на хранение РАО в местах их образования, в основном (99 %), на промышленных площадках предприятий во временных хранилищах. Такая практика отложенных решений привела к тому, что конечная стадия ядерных технологий, не обеспеченная в организационном, технологическом и финансовом отношении, способствовала дальнейшему накоплению проблем. Обращение с РАО ядерных реакторов включает долговременное хранение в хранилищах РАО твердых отходов исследовательских реакторов ИГР, ИВГ.1М, РА (площадка Байкал-1, НЯЦ РК, г. Курчатов) и на находящейся в стадии вывода из эксплуатации РУ БН-350 (г. Актау), где объемы жидких РАО снижают за счет выпаривания. Задачами на ближайшие годы является снижение доли жидких и твердых РАО и создание мощностей по их кондиционированию. На исследовательском реакторе ВВР-К (ИЯФ РК) осуществляется захоронение в собственном ПЗРО низко- и среднеактивных, твердых и отвержденных жидких отходов путем совместного цементирования. Отходы предприятий, использующих изотопную продукцию в виде закрытых источников ионизирующего излучения, размещаются на долговременное хранение в специализированные хранилища. Отходы бывших и действующих уранодобывающих и перерабатывающих предприятий в виде горных отвалов, шламов хвостохранилищ, загрязненного оборудования законсервированы. Захоронение РАО осуществлялось в четырех имеющихся пунктах захоронения. На Семипалатинском испытательном полигоне после ликвидации инфраструктуры проведения ядерных испытаний проведено детальное

оконтуривание участков с радиоактивными загрязнениями и усилены барьеры для несанкционированного доступа к отходам ядерной деятельности. Неурановая горнодобывающая и перерабатывающая отрасль представлена месторождениями угля, полиметаллов, редкоземельных и фосфоритов, некоторые из которых содержат урановую минерализацию, накапливаемую при добыче в виде отвалов и хвостов, из которых к настоящему времени только небольшая часть подвергнута рекультивации как РАО. На нефтепромыслах Западного Казахстана хранятся радиоактивный металлолом, радиоактивные шламы, соли и замазученные грунты. в настоящее время недалеко от г. Жана-Озень (Мангистауская область) созданы участки по дезактивации оборудования и труб с использованием технологий водоочистки, пескоструйной и вибрационной очистки, метода переплава с удалением радиоактивного шлама. На нефтяных месторождениях Жетыбай и Жана-Озень в Мангистауской области введены в эксплуатацию пункты хранения РАО. Политика страны по обращению с РАО в РК изложена в Законе «Об использовании атомной энергии» и «Экологическом кодексе РК», принятых в новой редакции 2021 года. в настоящий момент проводится работа по разработке стратегии обращения с РАО, разработке и принятию Закона РК «Об обращении с РАО». Необходимо внедрение в РК новой классификации РАО, рекомендованной МАГАТЭ и принятой уже в странах Западной Европы, которая состоит в категоризации РАО в соответствии с будущим способом их захоронения.

PROBLEMS OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT IN THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN. HOW TO INCREASE PUBLIC PERCEPTION?

Tazhibaeva, I.L.; Klepikov, A.Kh.; Romanenko, O.G.; Blynsky, A.P.
(Nuclear Technology Safety Center, Almaty, Kazakhstan)

In the Republic of Kazakhstan, the radioactive waste have accumulated from the past nuclear activities of the former USSR (nuclear test sites, uranium industry, etc.), as well as a result of today's activities of the nuclear enterprises. The practice of radioactive waste management in Kazakhstan is focused only on the storage of radioactive waste in the places of their formation, mainly (99%), in temporary storage facilities at the industrial sites of enterprises. Such a practice of delayed solutions led to the fact that the final stage of nuclear technology, which was not provided in organizational, technological and financial terms, contributed to further accumulation of problems. The management of radioactive waste of nuclear reactors includes long-term storage in the solid RW storage facilities of the research reactors IGR, IVG.1M, RA (Baikal-1 site, National Nuclear Center RK, Kurchatov) and at the BN-350 reactor plant, which is being decommissioned (Aktau), where the volumes of liquid radioactive waste are reduced by evaporation. The goals for the coming years are to reduce the share of liquid and solid radioactive waste and create facilities for their conditioning. At the WWR-K research reactor (INP RK, Almaty), low- and medium-level, solid and solidified liquid wastes are stored in their own RWDF by co-cementing. Wastes from the enterprises using isotope products in the form of closed IRS are placed for long-term storage in specialized storage facilities. Wastes from former and existing uranium mining and processing enterprises in the form of mining dumps, tailings sludge, contaminated equipment are mothballed. RW disposal was carried out in four available storage sites. At the Semipalatinsk test site, after the liquidation of the nuclear tests infrastructure, a detailed delineation of areas with radioactive contamination was carried out and barriers for unauthorized access to nuclear waste were strengthened. The non-uranium mining and processing industry is represented by deposits of coal, polymetals, rare earths and phosphorites, some of which contain uranium mineralization accumulated during mining in the form of dumps and tailings. Up to date, only small part of these accumulated wastes has been subjected to reclamation. The oil fields of Western Kazakhstan store radioactive scrap metal, radioactive sludge, salts

and oil-contaminated soils. Currently, the sites near Zhana-Ozen (Mangistau region) have been created for decontaminating equipment and pipes by using water treatment technologies, sandblasting and vibration cleaning, and the remelting with the removal of radioactive sludge. At the Zhetybay and Zhana-Ozen oil fields in the Mangistau region, radioactive waste storage facilities were put into operation. The country's policy on radioactive waste management in the Republic of Kazakhstan is set out in the Law "On the Use of Atomic Energy" and the "Environmental Code of the Republic of Kazakhstan", which new editions were adopted in 2021. At the moment, the activities are carried to develop a strategy for the management of radioactive waste, and to develop and adopt the Law of the Republic of Kazakhstan "On the management of radioactive waste". It is necessary to introduce in the Republic of Kazakhstan a new RW classification, recommended by the IAEA and adopted already in the countries of Western Europe, which consists in the categorization of RW in accordance with the future method of their disposal.

ТРАНСМУТАЦИЯ АМЕРИЦИЯ В РЕАКТОРЕ СВБР-100

Гулевич А.В., Елисеев В.А., (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия),
Комлев О.Г., (АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва, Россия),
Тормышев И.В. (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, Россия), Тошинский Г.И.
(АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

Одной из отложенных проблем ядерной энергетики является проблема обращения с долгоживущими радиоактивными отходами, прежде всего с младшими актинидами, среди которых наибольшую трудность представляет америций-241.

В связи с большим периодом полураспада (433 года) в сравнении с кюрием-244 (18 лет) его длительное хранение представляется бесперспективным. в связи с этим рассматриваются различные методы ядерной трансмутации в быстром спектре нейтронов, когда америций делится и превращается в обычные продукты деления. Сечение деление америция-241 имеет ярко выраженный пороговый характер, резко возрастая при энергии нейтронов больше 1 МэВ в связи с этим жесткость спектра нейтронов имеет большое значение для скорости его выжигания.

Ранее были выполнены расчеты нейтронно-физических характеристик реактора и оценка эффективности трансмутации америция-241 в быстром реакторе СВБР-75/100 с теплоносителем свинец-висмут, слабо замедляющим нейтроны. в качестве топлива использовалось МОКС-топливо с добавлением около 7,5 ат. % оксида америция. Эффективность трансмутации оценивалась по значению поддерживающего соотношения SR (Supporting Ratio). SR определено как отношение скорости сжигания америция к скорости его образования в реакторе.

Было получено, что для рассмотренного реактора SR = 2. При этом один реактор СВБР-75/100 тепловой мощностью 280 МВт сжигает америций, образующийся за одинаковое время в двух реакторах ВВЭР-1000.

В докладе будут приведены результаты аналогичных расчетов для реактора СВБР-100 (современна версия реактора СВБР-75/100) при использовании стандартного оксидного уранового топлива с добавлением такого же количества америция-241. за счет того что в оксидном урановом топливе скорость наработки америция-241 значительно ниже, чем в МОКС топливе, эффективность ядерной трансмутации оказалась значительно выше.

Такой реактор можно рассматривать как третью компоненту будущей крупномасштабной ядерной энергетики на базе быстрых и тепловых реакторов.

AMERICIUM TRANSMUTATION IN THE SVBR-100 REACTOR

Gulevich, A.V.; Eliseev, V.A. (JSC SSC RF – IPPE, Obninsk, Russia);
Komlev, O. G. (JSC AKME-Engineering, Moscow, Russia);
Tormyshev, I.V. (IPPE JSC, Obninsk, Russia); Toshinsky, G.I.
(JSC AKME-engineering, Moscow, IPPE JSC Obninsk, Russia)

One of the postponed problems of nuclear power is the problem of the management of long-lived radioactive waste (RAW), and, first of all, with minor actinides, among which the greatest difficulty is americium-241.

Due to the long half-life (433 years) in comparison with curium-244 (18 years) its long-term storage seems unpromising. In this regard, various methods of nuclear transmutation in the fast neutron spectrum are considered, when americium is fissioned and converted into ordinary fission products. The fission cross section of americium-241 has an explicit threshold character, sharply increasing at a neutron energy of more than 1 MeV. In this regard, the hardness of the neutron spectrum is of great importance for its burning rate.

The neutron-physical characteristics of the reactor were previously calculated and the efficiency of americium-241 transmutation was evaluated in a fast reactor SVBR-75/100 with a lead-bismuth eutectic, that weakly slows down neutrons. MOX fuel with the addition of about 7.5 at. % americium oxide was used. The efficiency of transmutation was estimated by the value of the supporting ratio SR. SR is defined as the ratio of the rate of burning of americium to the rate of its formation in the reactor.

It was found that for the considered reactor SR = 2. Wherein, one SVBR-75/100 reactor with a thermal capacity of 280 MW burns americium generated in the same time in two VVER-1000 reactors.

The report will present the results of similar calculations for the reactor SVBR-100 (modern version of the SVBR-75/100 reactor) using standard oxide uranium fuel with the addition of the same amount of americium-241. Due to the fact that the formation rate of americium-241 in uranium oxide fuel is much lower than in MOX fuel, the efficiency of nuclear transmutation was much higher.

Such a reactor can be considered as the third component of the future large-scale nuclear power based on fast and thermal reactors.

РЕАЛИЗАЦИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ЗЯТЦ НА ПРИМЕРЕ ПЛОЩАДКИ ОДЭК

Федоров М.С., Зозуля Д.В., Лачканов Е.В., Дубров И.А., Хорошко А.А.,
Жиганов А.Н. (АО «СХК», Северск, Россия)

Проектное направление «Прорыв» является значимым проектом для Российской Федерации и относится к работам, которым присвоен статус «особо важных» для Госкорпорации «Росатом». в рамках данного направления предусматривается разработка ядерных энергетических технологий нового поколения на базе замкнутого ядерного топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах с теплоносителем из свинца и смешанным нитридным уран-плутониевым (СНУП) ядерным топливом. Замыкание ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) с использованием реакторов на быстрых нейтронах позволяет достичь до 100 раз более эффективного использование природных ресурсов урана по сравнению с использованием в открытом ЯТЦ.

В 2012 году на площадке АО «Сибирский химический комбинат» (АО «СХК») был создан комплекс экспериментальных установок (КЭУ) – уникальная площадка для

опытно-промышленного производства компонентов топлива (от таблетки до тепловыделяющей сборки (ТВС) быстрых реакторов. за это время на КЭУ впервые в мире изготовлены полномасштабные ТВС на основе СНУП, подготовлены данные для верификации технологической модели процессов изготовления СНУП-топлива, на опытных образцах оборудования проведена отработка комплексного технологического процесса с экспериментальным масштабированием технологии изготовления СНУП-топлива, отработан алгоритм автоматической разбраковки таблеток и системы обеспечения и контроля параметров внутрибоксовой атмосферы, а также Протестированы конструкционные материалы печей синтеза и спекания нитридного топлива. Все изготовленные ТВС успешно проходят облучение в реакторе БН-600.

С 2014 года ведутся работы по созданию на АО «СХК» площадки опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) – инновационной площадки, включающей в себя модуль фабрикации и рефабрикации СНУП-топлива, энергоблок с реакторной установкой (РУ) БРЕСТ-ОД-300, а также модуль переработки отработанного ядерного топлива (МП ОЯТ) РУ БРЕСТ-ОД-300.

Модуль фабрикации и рефабрикации позволяет работать как с исходными материалами, так и с продуктами переработки ОЯТ реактора БРЕСТ-ОД-300, а также предусматривает включение в топливо минорных актинидов для последующей их трансмутации. в настоящее время на объекте проводятся пуско-наладочные работы оборудования.

Ключевым элементом ОДЭК является первый в мире инновационный демонстрационный опытно-промышленный энергоблок на базе быстрого реактора БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем, в полной мере реализующий принципы «естественной безопасности». в настоящее время ведутся строительно-монтажные работы энергоблока.

На МП ОДЭК предполагается поэтапно реализовать комбинированную технологию переработки СНУП ОЯТ, состоящую из головных пирохимических операций, гидрометаллургического аффинажа урана, плутония и нептуния, включая выделение и разделение америция и кюрия, а также получение смешанных порошков оксидов вышеуказанных элементов.

Достигнутые результаты НИОКР по технологиям, применяемым на ОДЭК, позволяют перейти к коммерческой реализации и строительству промышленного энергокомплекса в составе с РУ мощностью 1200 МВт.

IMPLEMENTATION OF A CLOSED NUCLEAR FUEL CYCLE TECHNOLOGIES BY THE EXAMPLE OF THE PDEK SITE

Fedorov, M.S.; Zozulya, D.V.; Lachkanov, E.V.; Dubrov, I.A.; Zhiganov, A.N.; Khoroshko, A.A. (SCP JSC, Seversk, Russia)

The Proryv project is a significant project for the Russian Federation and is one of the works that have been given the status of «particularly important» for Rosatom State Corporation. Within the framework of this direction, it is planned to develop nuclear power technologies of a new generation based on a closed nuclear fuel cycle of fast neutron reactors with a lead coolant and mixed uranium-plutonium nitride (MNUP) nuclear fuel. Closing the nuclear fuel cycle (CNFC) using fast neutron reactors makes it possible to achieve up to 100 times more efficient use of natural uranium resources compared to use in an open nuclear fuel cycle.

In 2012, at the Siberian Chemical Plant Joint-Stock Company site (SCP JSC), a complex of experimental facilities (CEF) was created - a unique platform for pilot production of fuel components (from pellet to fuel assembly) of fast reactors. During this time, for the first time in the world, full-scale fuel assemblies based on MNUP have been manufactured at CEF, data have been prepared

for verifying the technological model of the processes for manufacturing MNUP fuel, an integrated technological process has been tested on prototypes of equipment with experimental scaling of the technology for manufacturing MNUP fuel, and an algorithm for automatic sorting of pellets has been worked out. and systems for providing and monitoring the parameters of the intra-box atmosphere, as well as testing the structural materials of furnaces for the synthesis and sintering of nitride fuel. All fabricated fuel assemblies are successfully irradiated in the BN-600 reactor.

Since 2014, work has been underway to create at SCP JSC a site for a pilot demonstration power complex (PDEC) - an innovative site that includes a fabrication and refabrication module (MFR) of fuel MNUP, a power unit with a reactor plant BREST-OD-300, as well as the spent nuclear fuel reprocessing module (RM) of BREST-OD-300.

MFR makes it possible to work with both raw materials and products of spent fuel processing from the BREST-OD-300 reactor, and also provides for the inclusion of minor actinides in the fuel for their subsequent transmutation. At present, the equipment is being commissioned at the facility.

The key element of the PDEC is the world's first innovative demonstration pilot power unit based on the lead-cooled fast reactor BREST-OD-300, which fully implements the principles of «natural safety». Currently, construction and installation works of the power unit are underway.

At RM PDEC, it is planned to gradually implement a combined technology for the processing of MNUP SFP, consisting of head pyrochemical operations, hydrometallurgical refining of uranium, plutonium and neptunium, including the separation and separation of americium and curium, as well as the production of mixed powders of oxides of the above elements.

The achieved results of R&D on the technologies used at the PDEK make it possible to proceed to the commercial implementation and construction of an industrial power complex consisting of a 1200 MW reactor plant.

О ВЫЖИГАНИИ АМЕРИЦИЯ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН-1200М

Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Зарапина Э.М., Троянов В.М. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия)

В настоящее время быстрые натриевые реакторы являются единственной существующей реакторной технологией, которая может всерьез рассматриваться для трансмутации минорных актинидов в промышленных масштабах.

В докладе рассмотрены основные подходы к выжиганию америция в быстром реакторе типа БН-1200М: гомогенное выжигание в активной зоне и гетерогенное выжигание с замедлителем в боковом экране. Констатируется, что основным ограничивающим фактором выжигания является остаточное тепловыделение выгружаемых ТВС. в пределах проектных ограничений годовые объемы выжигания в обоих случаях примерно одинаковы. Предлагается совместить преимущества обоих способов трансмутации так, чтобы обеспечить гомогенное выжигание америция в активной зоне на уровне равновесного содержания и гетерогенное выжигание «внешнего» америция (из ОЯТ тепловых реакторов) в боковом экране. На основе упрощенной экономической модели выполнено сравнение различных подходов и приведены соответствующие технико-экономические оценки.

Полученные результаты, несмотря на указанные в докладе неопределенности в принятых исходных данных, позволяют отдать предпочтение комбинированному варианту с «равновесным» выжиганием собственного америция в активной зоне БН-1200М и гетерогенным выжиганием внешнего америция в облучательных устройствах с замедлителем, размещаемых в боковом экране этого реактора.

ON AMERICIUM TRANSMUTATION IN BN-1200M TYPE REACTOR

Gulevich, A.V.; Gurskaya, O.S.; Dekusar, V.M.; Eliseev, V.A.; Zarapina, E.M.; Troyanov, V.M. (IPPE JSC, Obninsk, Russia)

At present, sodium-cooled fast reactors are the only existing reactor technology that can be seriously considered in terms of industrial-scale transmutation of minor actinides.

The paper considers the main approaches to americium transmutation in the BN-1200M fast reactor: homogeneous burning in the core and heterogeneous burning with a moderator in the radial blanket. It is stated that the main limiting factor of transmutation is the decay heat of unloaded fuel assemblies. Within the design limits, the annual volumes of burning are approximately the same in both cases. It is proposed to combine the advantages of both transmutation methods in such a way that homogeneous burning of americium in the core at the level of equilibrium content and heterogeneous burning of "external" americium (from thermal reactor SNF) in the radial blanket could be provided. Based on a simplified economic model, a comparison of various approaches has been made and the relevant technical and economic assessments are given.

Despite the uncertainties in the accepted initial data, indicated in the paper, the results obtained make it possible to give preference to the combined option with "equilibrium" burning of native americium in the BN-1200M core and heterogeneous burning of external americium in irradiation devices with a moderator located in the radial blanket of this reactor.

КОНЦЕПТУАЛЬНАЯ СХЕМА ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ ВЫСОКОГО ОБОГАЩЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИМПУЛЬСНОГО ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА

Бакланова Ю.Ю., Букина О.С., Коянбаев Е.Т., Бакланов В.В., Коровиков А.Г. (Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан), Витюк В.А. (РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан)

Импульсный графитовый реактор (ИГР) был создан в 1958 году. ИГР отличается от других импульсных реакторов большей интегральной мощностью и тем, что генерирует нейтронный поток высокой плотности (7×10^{16} см$^{-2}\times$с$^{-1}$), обеспечивает интегральную дозу гамма-излучения за пуск $4{,}78\times10^{7}$ рад и энерговыделение 5,2 ГДж. Топливо исследовательского реактора ИГР представляет собой графитовые блоки и стержни, пропитанные водным раствором уранилдинитрата, обогащением 90 % по ^{235}U.

ИГР создавался для испытаний тепловыделяющих элементов ядерного ракетного двигателя и должен был служить для получения кратковременных, но весьма интенсивных потоков нейтронов и γ-лучей для облучения образцов. Первые испытания экспериментальных твэлов на реакторе ИГР были проведены в феврале 1962 г. по программе создания ядерных ракетных двигателей. в 1967–1968 годах была выполнена модернизация активной зоны реактора: изменен диаметр центрального экспериментального канала с 180 до 290 мм и увеличена загрузка активной зоны по ^{235}U с 7,46 до 9,0 кг.

В рамках трехсторонних переговоров между США, Россией и МАГАТЭ реактор ИГР был включен в список исследовательских реакторов для вывоза его топлива в Российскую Федерацию как в страну-производитель по программе RRRFR (Russian Research Reactor Fuel Return programme). Вывоз облученного топлива ИГР (активная зона, отработавшая в 1962–1967 гг.) был осложнен тем, что в России нет готовой технологии переработки облученного высокообогащенного уранового (ВОУ) топлива и правовой базы для ввоза в страну

отработавшего ядерного топлива с очень низким содержанием урана. Решением данной задачи явилась идея разработки такой технологии в организации-пользователе.

Таким образом, в филиале «Институт атомной энергии» Национального ядерного центра Республики Казахстан остро встал вопрос об иммобилизации имеющегося на хранении облученного уран-графитового топлива, участвовавшего в работе реактора в первые годы его существования.

Технология, по условиям конверсии, должна обеспечивать предварительное снижение обогащения топлива по ^{235}U до 20 %. Кроме того, было принято решение о выводе получаемого РАО содержащего ОЯТ из-под гарантий МАГАТЭ, в связи с чем специалистами МАГАТЭ были определены соответствующие условия: процесс иммобилизации должен обеспечивать исключение возможности извлечения урана на любом этапе технологического процесса, концентрация ^{235}U в матрице – не более 50 г/т, при этом размер частиц топлива должен быть около 200 мкм и уран должен быть равномерно распределен по объему иммобилизующей матрицы.

В качестве метода снижения обогащения был определен метод сухого смешивания (разбавления) ВОУ с обедненным диоксидом урана при идентичных размерах частиц. Выбранный способ иммобилизации топлива – это цементирование данной смеси.

В настоящее время завершены научно-исследовательские работы в обоснование предлагаемой технологии. Результаты разработок получили положительную экспертную оценку МАГАТЭ.

CONCEPTUAL SCHEME FOR HANDLING HIGHLY ENRICHED SNF USING THE EXAMPLE OF THE RESEARCH IMPULSE GRAPHITE REACTOR

Baklanova, Yu.Yu.; Bukina, O.S.; Koyanbayev, Ye.T.; Baklanov, V.V.; Korovikov A.G. (IAE Branch RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan); Vityuk, V.A. (RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan)

The Impulse Graphite Reactor (IGR) was constructed in 1958. The IGR differs from other impulse reactors in its greater integral power and that it generates a high-density neutron flux (7×10^{16} $cm^{-2}\times s^{-1}$), provides an integral dose of gamma radiation per start-up of 4.78×10^{7} rad and an energy release of 5.2 GJ. The fuel of the IGR consists of graphite blocks and rods impregnated with an aqueous solution of uranyl dinitrate with 90% enrichment in ^{235}U.

The IGR was created to test the fuel rods of a nuclear rocket engine and was supposed to serve to obtain short-term but very intense fluxes of conducted in February 1962 under the program for creating nuclear rocket engines. In 1967–1968, the reactor core was modernized: the diameter of the central experimental channel was changed from 180 to 290 mm and the loading of the core with ^{235}U was increased from 7.46 to 9.0 kg.

As part of trilateral negotiations between the USA, Russia and the IAEA, the IGR was included in the list of research reactors for the export of its fuel to the Russian Federation, as a manufacturing country, under the RRRFR (Russian Research Reactor Fuel Return Program). The removal of irradiated fuel from the IGR (a core that has been spent during 1962–1967) was complicated by the fact that Russia does not have a ready-made technology for reprocessing irradiated highly enriched uranium (HEU) fuel and a legal framework for the import of spent nuclear fuel with a very low uranium content into the country. The solution to this problem was the idea of developing such technology in the user organization.

Thus, in the Institute of Atomic Energy Branch of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan there were many issues concerning immobilization of the irradiated uranium-graphite fuel available in storage that was used in the operation of the reactor in the first years of its existence.

The technology, according to the conversion conditions, should ensure a preliminary reduction in fuel enrichment of ^{235}U to < 20%. In addition, it was decided to exempt the resulting radioactive waste containing spent fuel from the IAEA Safeguards, in this regard IAEA specialists determined the appropriate conditions: the immobilization should ensure that the possibility of uranium extraction is excluded at any stage of the technological process, the concentration of ^{235}U in the matrix is no more than 50 g/t, while the size of the fuel particles should be about 200 μm and the uranium should be evenly distributed throughout the volume of the immobilizing matrix.

The method identified as a method for reducing enrichment was dry mixing (down-blending) of HEU with depleted uranium dioxide at identical particle sizes. The chosen method of fuel immobilization is cementation of this mixture.

Currently, research work has been completed to substantiate the proposed technology. The development results received a positive expert assessment from the IAEA.

ИСПЫТАНИЕ СТЕНДОВ ПО ВЫБОРУ МЕТОДОВ ИЗВЛЕЧЕНИЯ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ СОРБЕНТОВ ИЗ ПОДВАЛОВ АЭС «ФУКУСИМА»

Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т., Осташкина Е.Е.
(ФГУП «РАДОН», Москва, Россия)

В подвалах двух зданий АЭС «Фукусима-Дайичи» находится радиоактивная вода, образовавшаяся в результате принудительного охлаждения разрушенных активных зон трех аварийных блоков станции. Перед началом сброса вод охлаждения на полу подвалов зданий и на лестничных маршах, ведущих в подвалы, были уложены 20 кг мешки с клиноптилолитом (КЛ) и активированным углем (АУ) для сорбции радионуклидов. В настоящее время мешки с загрязненными сорбентами находятся под слоем воды, удельная активность КЛ составляет 1×10^{11} Бк/кг, АУ – 1×10^{8} Бк/кг.

В качестве базового способа извлечения сорбентов группой российских предприятий, заключивших контракт с японской электроэнергетической компанией ТЕРСО, выбран вариант подводного вскрытия мешков с помощью робота, гидротранспорта пульпы сорбентов с последующим кондиционированием в фильтр-контейнерах (ФК), используемых на АЭС «Фукусима».

На ФГУП «РАДОН» разработан, изготовлен и смонтирован стенд для испытаний, имитирующий процесс гидротранспорта и кондиционирования сорбентов. Кондиционирование сорбентов заключается в заполнении ФК сгущенной пульпой сорбентов, отмывке сорбентов от хлор-иона до концентрации менее 30 мг/дм^3 и удалении свободной воды до содержания менее 3 об. %. Проведены испытания стендов по заполнению ФК АУ, КЛ и смесью КЛ и АУ с использованием двух гидросхем:

1) с помощью насоса из подвала в ФК с переливом пульпы в подвал;
2) с помощью насоса из подвала в дозатор (Д) с переливом пульпы в подвал и последующим транспортом сгущенных сорбентов из Д в ФК. Объем Д равен объему ФК. Критерием заполнения ФК и Д является начало проскока крупных частиц сорбента, наблюдаемого в прозрачном фланце на выходе из ФК (Д).

При заполнении ФК различными сорбентами были получены следующие параметры технологического процесса:

- КЛ: расход пульпы – от 28 до 5,5 м^3/ч, время заполнения – не более 1,5 ч;
- АУ: расход пульпы – от 5,5 до 2,1 м^3/ч, время заполнения – не более 1,5 ч;
- смесь КЛ и АУ: расход пульпы – от 6,6 до 4,5 м^3/ч, время заполнения – не более 1,5 ч.

При заполнении Д различными сорбентами были получены следующие параметры технологического процесса:

- КЛ: расход пульпы – 28 м3/ч, время заполнения – не более 1 ч;
- АУ: расход пульпы – 7,3 м3/ч, время заполнения – не более 1,5 ч;
- смесь КЛ и АУ: расход пульпы – 9,3 м3/ч, время заполнения – не более 1,1 ч.

Время передавливания сорбентов из Д в ФК не превышало 37 мин. Степень заполнения ФК сорбентами составляла 90–95 %.

По результатам испытаний были сделаны выводы, что для обеспечения эффективности процесса промывку сорбентов в ФК необходимо проводить водой с расходом 3 м^3/ч в течение 60–75 мин, при этом концентрация хлорионов в промывной воде составляет менее 30 мг/дм^3. Обезвоживание сорбентов в ФЛ необходимо проводить сжатым воздухом с расходом 50 м^3/ч в течение двух часов, после чего требуется выдержка для стекания оставшейся жидкости в течение более 18 суток и откачка жидкости из ФЛ.

Полученные результаты включены в Basic Design по извлечению и кондиционированию сорбентов, имеющихся в подвалах АЭС «Фукусима».

TESTING OF STANDS FOR THE SELECTION OF METHODS FOR THE EXTRACTION AND CONDITIONING OF SORBENTS FROM THE BASEMENTS OF THE FUKUSHIMA NPP

Savkin, A.E.; Slastennikov, Yu.T.; Ostashkina, E.E.
(FSUE "RADON", Moscow, Russia)

In the basements of two buildings of the Fukushima Daiichi nuclear power plant there is radioactive water formed as a result of forced cooling of the destroyed active zones of three emergency units of the NPP. Before the start of the cooling water discharge, 20 kg bags with clinoptilolite (CL) and activated carbon (AU) for the sorption of radionuclides were laid on the floor of the basements of buildings and on the staircases leading to the basements. Currently, bags with contaminated sorbents are under a layer of water, the specific activity of CL is 1·E+11 Bq/kg, AU is 1·E+8 Bq/kg.

As a basic method of sorbent extraction, a group of Russian enterprises that have signed a contract with the Japanese electric power company TEPCO has chosen the option of underwater opening of bags using a robot, hydrotransportation of sorbent pulp with subsequent conditioning in filter containers (FC) used at the Fukushima NPP.

A test stand simulating the process of hydraulic transport and conditioning of sorbents has been developed, manufactured and installed at FSUE RADON. Conditioning of sorbents consists in filling the FC with a condensed pulp of sorbents, washing the sorbents from chlorine ion to a concentration of less than 30 ppm and removing free water to a content of less than 3 vol. %. Tests were carried out on the stands for filling FC AU, CL and a mixture of CL and AU using two hydraulic circuits:

1) using a pump from the basement in the FC with the overflow of pulp into the basement;
2) by means of a pump from the basement to the dispenser (D) with the overflow of pulp into the basement and subsequent transport of condensed sorbents from D to FC. The volume

of D is equal to the volume of FC. The criterion for filling FC and D is the beginning of the passage of large sorbent particles observed in the transparent flange at the outlet of FC (D).

When filling FC with various sorbents, the following process parameters were obtained:

- CL: pulp consumption – from 28 to 5.5 m^3 /h, filling time – no more than 1.5 h;
- AU: pulp consumption – from 5.5 to 2.1 m^3/h, filling time – no more than 1.5 h;
- a mixture of CL and AU: pulp consumption – from 6.6 to 4.5 m^3 / h, filling time – no more than 1.5 hours.

When filling D with various sorbents, the following process parameters were obtained:

- CL: pulp consumption – 28 m^3/h, filling time – no more than 1 hour;
- AU: pulp consumption – 7.3 m^3/h, filling time – no more than 1.5 h;
- a mixture of CL and AU: pulp consumption – 9.3 m^3/h, filling time – no more than 1.1 h.

The time of transfer of sorbents from D to FC did not exceed 37 min. The degree of filling of FC with sorbents was 90–95 %.

According to the test results, it was concluded that in order to ensure the efficiency of the process, the washing of sorbents in FC must be carried out with water at a flow rate of 3 m^3/h for 60–75 minutes, while the concentration of chlorine ions in the washing water is less than 30 ppm.

The dewatering of sorbents in the FL must be carried out with compressed air with a flow rate of 50 m^3/h for two hours, after which an exposure is required to drain the remaining liquid for more than 18 days and pump the liquid out of the FL.

The results obtained are included in the basic project for the extraction and conditioning of sorbents available in the basements of the Fukushima NPP.

ОПЫТ ФГУП «РАДОН» ПО ПЕРЕРАБОТКЕ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЮ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ

Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т. (ФГУП «РАДОН», Москва, Россия)

Во ФГУП «РАДОН» в лабораторном и опытном масштабе проведены испытания различных методов переработки и кондиционирования радиоактивных отработавших ионообменных смол (ИОС): обезвоживание, сушка, дезактивация, пиролиз, сверхкритическое водное окисление и включение в матричные материалы. Проведена оценка технологической приемлемости методов по следующим критериям: соответствие требованиям нормативных документов, удельная активность ИОС и наличие сертифицированной упаковки, производительность установки, референтность. Выбранным критериям соответствуют: включение в полимерную матрицу и цементирование. Выполнено технико-экономическое сравнение указанных технологий, показавшее преимущество первой.

Разработана и изготовлена опытно-промышленная установка кондиционирования отработавших ИОС, реализующая технологию обезвоживания и включения ИОС в полимерное связующее на основе эпоксидных смол российского производства методом пропитки в контейнере для захоронения. Технологический процесс кондиционирования ИОС на опытно-промышленной установке включает следующие основные операции:

- подача ИОС с помощью монжуса и сгущение пульпы в дозаторе;
- заполнение контейнера сгущенной пульпой ИОС из дозатора сжатым воздухом;
- обезвоживание ИОС в контейнере вакуумированием;
- пропитка ИОС в контейнере полимерным связующим.

При кондиционировании ИОС в зависимости от удельной активности на опытно-промышленной установке применяют два типа контейнеров: КМЗ-РАДОН-ИОС и НЗК-150-1,5П со вставкой. Контейнер КМЗ и вставка в НЗК имеют аналогичную конструкцию, одной из особенностей которой является наличие верхней и нижней перегородок с сетками. При заполнении контейнера ИОС подают в пространство между этими перегородками. Обезвоживание пульпы ИОС, загруженной в контейнер, производят путем фильтрации свободной жидкости через нижнюю перегородку контейнера и последующего ее удаления с помощью вакуума. При пропитке ИОС полимерное связующее (смесь эпоксидной смолы и отвердителя) подают под нижнюю перегородку контейнера до полного его заполнения снизу вверх.

Установку в виде отдельных узлов транспортируют спецтранспортом на объекты Заказчика, монтируют на объекте, подключают к инженерным сетям, кондиционируют ИОС и вывозят контейнеры в место временного хранения с последующей передачей Национальному оператору.

К 2023 году ФГУП «РАДОН» выполнено кондиционирование 15 м^3 собственных ИОС со станции спецводоочистки и 7,6 м^3 ИОС, доставленных с Калининской АЭС. Кондиционированные ИОС в сертифицированных контейнерах направлены на временное хранение.

На предприятии разработан полный комплект методик по подтверждению соответствия полимерного компаунда на основе ИОС требованиям НП-019 и НП-093.

На основании исследования проб полимерного компаунда, отобранных из всех контейнеров с ИОС, кондиционированных с использованием опытно-промышленной установки, подтверждено соответствие конечного продукта и упаковок с ним показателям качества и критериям приемлемости для захоронения.

THE EXPERIENCE OF FSUE “RADON” IN THE TREATMENT AND CONDITIONING OF ION-EXCHANGE RESINS

Ostashkina, E.E.; Savkin, A.E.; Slastennikov, Yu.T. (FSUE “RADON”, Moscow, Russia)

At FSUE RADON, various methods of treatment and conditioning of radioactive spent ion exchange resins (IOS) were tested on a laboratory and experimental scale: dehydration, drying, decontamination, pyrolysis, supercritical water oxidation and inclusion in matrix materials. The assessment of the technological acceptability of the methods was carried out according to the following criteria: compliance with the requirements of regulatory documents, specific activity of IOS and the availability of certified packaging, plant performance, reference. The selected criteria correspond to: incorporation into the polymer matrix and cementation. A technical and economic comparison of these technologies was carried out, which showed the advantage of the first one.

A pilot industrial plant for conditioning spent IOS has been developed and manufactured, which implements the technology of dehydration and inclusion of IOS in a polymer binder based on Russian-made epoxy resins by impregnation in a container for disposal. The technological process of IOS conditioning at a pilot industrial plant includes the following basic operations:

- feeding of IOS with the help of a monjus and thickening of pulp in a dispenser;
- filling the container with condensed pulp and water from the dispenser with compressed air;
- dewatering of the IOS in the container by vacuuming;
- impregnation of IOS in a container with a polymer binder.

When conditioning the IOS, depending on the specific activity at the pilot plant, two types of containers are used: KMZ-RADON-IOS and NZK-150-1.5 P with an insert. The KMZ container and the insert in the NZK have a similar design, one of the features of which is the presence of upper

and lower partitions with grids. When filling the container, the IOS is fed into the space between these partitions. Dewatering of the IOS pulp loaded into the container is carried out by filtering the free liquid through the lower partition of the container and then removing it using vacuum. When the IOS is impregnated, a polymer binder (a mixture of epoxy resin and hardener) is fed under the lower partition of the container until it is completely filled from the bottom up.

The plant in the form of separate nodes is transported by special transport to the Customer's facilities, mounted at the facility, connected to utility networks, conditioned and transported containers to a temporary storage location with subsequent transfer to the National Operator.

By 2023, FSUE RADON has conditioned 15 m^3 of its own IOS from the special water treatment plant and 7.6 m^3 of IOS delivered from the Kalinin NPP. Conditioned IOS in certified containers are sent for temporary storage.

The company has developed a complete set of methods for confirming the compliance of a polymer compound based on IOS with the requirements of NP-019 and NP-093.

Based on the study of polymer compound samples taken from all containers with IOS, conditioned using a pilot plant, the compliance of the final product and packages with it with quality indicators and acceptance criteria for disposal was confirmed.

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ МЕТОДЫ ДЕЗАКТИВАЦИИ С ПРИМЕНЕНИЕМ УЛЬТРАЗВУКА

Лебедев Н.М, Грот А.Н., Кукушкина А.А. (ООО «Александра-Плюс», Вологда, Россия),Васильев А.П. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), Акатов А.А. (СПбГТИ (ТУ), Санкт-Петербург, Россия)

Доклад описывает различные методы применения ультразвуковой дезактивации при выводе из эксплуатации оборудования предприятий ядерной отрасли. Представлены примеры возможных конструкций технологического оборудования, которое позволяет решать проблемы обращения с радиоактивно загрязненными объектами.

Одной из перспективных считается технология совмещенной электрохимической и ультразвуковой дезактивации металлов, высокая эффективность которой подтверждена многочисленными испытаниями на реальных образцах и действующим технологическим оборудованием.

В докладе представлена информация по результатам проведенной опытно-конструкторской работы совместно с Физико-энергетическим институтом им. А.И. Лейпунского и Санкт-Петербургским государственным технологическим институтом (техническим университетом). Была разработана технология ультразвуковой дезактивации крупногабаритного оборудования без предварительной фрагментации, которая позволяет значительно ускорить вывод таких объектов из эксплуатации. Технология заключается в наложении ультразвуковых колебаний на внешнюю поверхность крупногабаритного аппарата («контактный ультразвук»), что позволяет интенсифицировать химические и массообменные процессы на его внутренней поверхности, и, следовательно, удалять с нее радиоактивные загрязнения. В результате снижается дозовая нагрузка на персонал при последующем демонтаже и утилизации аппарата.

Также описан принцип работы ультразвукового оборудования для бесконтактной очистки наружной и внутренней поверхностей труб, который можно применять при дезактивации трубопроводов и оболочек твэлов.

Не менее актуальной при выводе из эксплуатации объектов ядерного топливного цикла является задача дезактивации радиоактивно загрязненного грунта, объемы которого на предприятиях «Росатома» достаточно велики. в докладе рассматривается опыт применения для этих целей ультразвуковой дезактивации.

PROMISING ULTRASONIC DECONTAMINATION METHODS

Lebedev, N.M.; Grot, A.N.; Kukushkina, A.A. (Alexandra-Plus, LLC, Vologda, Russia); Vasiliev, A.P. (JSC NIKIET, Moscow, Russia); Akatov, A.A. (SPSIT, St.-Petersburg, Russia)

This paper describes various methods of ultrasonic decontamination in the decommissioning of nuclear industry equipment. It contains possible design examples of process equipment, which facilitate managing of radioactively contaminated objects.

One of the promising technologies is the combined electrochemical and ultrasonic decontamination of metals, its high efficiency has been confirmed by numerous tests on real samples and operating process equipment.

The report provides information on the results of the research and development work carried out jointly with I.I. Leypunsky Institute of Physics and Power Engineering and Saint Petersburg State Institute of Technology (Technical University). There has been developed an ultrasonic decontamination technology for large-size equipment without prefragmentation, which can significantly speed up the decommissioning of such objects. The technology consists in applying ultrasonic oscillations to the outer surface of a large-size device ("contact ultrasound"), which allows to intensify chemical and mass transfer processes on its inner surface, and, consequently, remove radioactive contamination from it. As a result, the personnel radiation dose is reduced during the subsequent dismantling and disposal of the device.

The paper also describes the operation principle of the ultrasonic equipment for non-contact cleaning of the outer and inner surfaces of pipes, which can be used for pipelines and fuel rod cladding decontamination.

Another relevant task of decommissioning nuclear fuel cycle facilities is decontamination of radioactively contaminated soil, the volumes of which are quite large at Rosatom enterprises. The report discusses the ultrasonic decontamination experience for these purposes.

РАЗРАБОТКИ СПБГТИ(ТУ) В ОБЛАСТИ ДЕЗАКТИВАЦИИ МЕТАЛЛОВ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО

Акатов А.А., Коряковский Ю.С. (СПбГТИ(ТУ), Санкт-Петербург, Россия), Грот А.Н., Залесова И.А. (ООО «Александра-Плюс», Вологда, Россия)

В докладе рассматривается состояние работ по развитию новых способов дезактивации металлических поверхностей и изделий, проводимых на кафедре инженерной радиоэкологии и радиохимической технологии Санкт-Петербургского государственного технологического института (технического университета) в сотрудничестве с ООО «Александра-Плюс» (г. Вологда).

Одним из направлений НИР является совершенствование запатентованного способа совмещенной электрохимической и ультразвуковой дезактивации (RU2635202C2, RU2695811C2), который предлагается использовать для удаления прочнофиксированных загрязнений с различных металлических поверхностей. Показано, что этот способ позво-

ляет достичь значительного (в 2–5 раз) ускорения обработки и более высокой эффективности дезактивации по сравнению с только электрохимической или только ультразвуковой обработкой. Исследованы возможности дополнительной интенсификации процесса за счет периодической смены полярности электродов и предварительного замачивания дезактивируемого объекта в электролите. Экспериментально оценены естественные ограничения технологии, связанные с профилем распространения ультразвукового поля в вертикальной и горизонтальной плоскостях над излучателем, предложены возможные решения по минимизации нежелательных эффектов. Проведены лабораторные испытания на реальных образцах подвесок ТВС на Ленинградской АЭС с достижением фоновых значений загрязненности. Проведены опытно-промышленные испытания установки МО-987 производства ООО «Александра-Плюс» на площадке АО «Ангарский электролизный химический комбинат»: продемонстрирована высокая эффективность совмещенной дезактивации металлических отходов, загрязненных фтористыми соединениями урана.

Интерес также представляют и химические способы, предназначенные для локального удаления радиоактивных загрязнений. Среди них можно выделить сравнительно новый, запатентованный метод травильно-сорбционной обработки (RU2586967C1). в данном методе средством дезактивации является трехслойный композиционный материал (ТКМ), насыщаемый дезактивирующим раствором. к его достоинствам можно отнести (1) сравнительно малое количество вторичных РАО, (2) быстрое и полное удаление ТКМ с поверхности. Последнее позволяет рекомендовать его для использования на участках с повышенной мощностью дозы, когда требуется минимизировать ручную работу. Коэффициент дезактивации данным способом варьируется в широких пределах и зависит от ряда факторов (типа материала, глубины проникновения радионуклидов; для металлов – наличия/отсутствия ржавчины, ее толщины, плотности и фазового состава). Среди недостатков следует назвать трудности в применении на поверхностях со сложной геометрией, а также возможность снижения эффективности, обусловленного обратной сорбцией и образованием вторичных фазовых отложений (последнее, по данным экспериментов, особенно критично для углеродистых сталей). Тем не менее, даже в случае прочнофиксированных загрязнений при правильном подборе условий (рецептуры, концентрации, времени выдержки) уровень радиоактивного загрязнения может быть снижен в 200 и более раз.

Кроме того, получен патент на изобретение (RU2723635), заключающееся в совместном использовании ТКМ и совмещенной электрохимической и ультразвуковой дезактивации.

SOLUTIONS FOR DECONTAMINATION OF METAL DURING DECOMMISSIONING OF NUCLEAR AND RADIATION HAZARDOUS FACILITIES DEVELOPED BY SPSIT

Akatov, A.A.; Koryakovskiy, Yu.S. (SPSIT, St.-Petersburg, Russia);
Grot, A.N.; Zalesova, I.A. (Alexandra Plus, Ltd., Vologda, Russia)

The report reviews the status of research activities on the development of new methods of decontamination of metal surfaces and objects carried out at the Department of Engineering Radioecology and Radiochemical Technology, St. Petersburg State Institute of Technology in collaboration with Alexandra Plus, Ltd. (Vologda).

One of the directions of research is improvement of the patented method of combined electrochemical and ultrasonic decontamination (RU2635202C2, RU2695811C2), which is proposed to be used for removal of fixed contamination from various metal surfaces. It is shown that this method allows to achieve significant (2-5 times) acceleration of treatment and higher decontamination efficiency in comparison with just electrochemical or just ultrasonic treatment. Possibilities of additional

process intensification due to periodic change of electrode polarity and preliminary soaking of the decontaminated object in the electrolyte are investigated. The natural technology's limitations related to the ultrasonic field propagation profile in the vertical and horizontal directions above the emitter are experimentally evaluated, possible solutions to minimize undesirable effects are proposed. Tests were carried out on real samples of suspension units of fuel assemblies at the Leningrad NPP with achieving background contamination levels. The MO-987 pilot plant manufactured by Alexandra Plus, Ltd. was tested at the site of Angarsk Electrolysis Chemical Complex, JSC: high efficiency of combined decontamination of metal wastes contaminated with uranium fluoride compounds has been demonstrated.

Chemical methods designed for local removal of radioactive contaminants are also of interest. Among them we can highlight a relatively new, patented etching and sorption treatment method (RU2586967C1). In this method, the decontamination agent is a three-layer composite material (TCM) saturated with decontamination solution. Its advantages include (1) relatively small amount of secondary RW, (2) fast and complete removal of the TCM from the surface. The latter allows to recommend it for use in areas with a higher dose rate, when it is necessary to minimize manual work. The decontamination rate of this method varies widely and depends on a number of factors (type of material, depth of radionuclide penetration; for metals – presence/absence of rust, its thickness, density and phase composition). Among the disadvantages are difficulties in application on surfaces with complex geometry, as well as the possibility of reducing efficiency due to reverse sorption and formation of secondary phase deposits (the latter, according to experiments, is particularly critical for carbon steels). Nevertheless, even in the case of firmly fixed impurities, when conditions (formulation, concentration, exposure time) are selected correctly, DF > 200 can be achieved.

In addition, a patent for the invention (RU2723635), which combines the use of TCM with electrochemical and ultrasonic decontamination, has been granted.

ЛАЗЕРНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ ОНЛАЙН-МОНИТОРИНГА ЙОДА-129 И ДИОКСИДА АЗОТА В ГАЗОВОЙ ФАЗЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Киреев С.В., Суганеев С.В., Шнырёв С.Л. (НИЯУ «МИФИ», Москва, Россия)

Для эффективного и экологически безопасного функционирования радиохимических предприятий необходимо обеспечение надежного и оперативного контроля технологии переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). в связи с этим большое значение имеет онлайн-мониторинг долгоживущего изотопа ^{129}I (период полураспада 16 млн лет). Следует подчеркнуть, что большая часть ^{129}I, содержащегося в биосфере, (свыше 90 %), поступает в нее именно при переработке ОЯТ. Измерение в реальном времени ^{129}I позволяет оперативно контролировать переработку радиоактивных отходов с целью повышения ее эффективности и вносит существенный вклад в разработку экологически чистых технологий переработки ОЯТ.

Следует отметить, что, хотя вредное воздействие ^{129}I на организм человека даже превосходит воздействие короткоживущего изотопа ^{131}I, ни Россия, ни зарубежные страны не располагают в настоящее время высокочувствительными эффективными системами онлайн-мониторинга ^{129}I, хотя Англия, Франция, Германия и Япония недавно приступили к активным исследованиям в этой области.

Как было показано нами ранее, одним из наиболее перспективных методов детектирования йода в режиме реального времени является метод лазерно-индуцированной флуоресцен-

ции. Наилучшая чувствительность измерения концентрации йода-129 была получена при использовании He-Ne (633 нм) лазера. Так, ранее мы сообщали о разработке лазерно-флуоресцентной системы непрерывного контроля содержания ^{129}I в газовых средах переработки ОЯТ на радиохимических предприятиях (специальная атмосфера).

Помимо ^{129}I, проведенные исследования спектров поглощения и флуоресценции компонентов различных газовых сред (в частности, в специальной и естественной атмосферах) позволили разработать методику онлайн-определения концентрации NO_2 абсорбционным методом также при использовании He-Ne лазера. Следует отметить, что NO_2, во-первых, является одним из основных компонентов специальной атмосферы, а во-вторых, содержится в природной атмосфере, что делает его мониторинг актуальной экологической задачей.

В настоящей работе сообщается о разработке высокочувствительного лазерного комплекса для одновременного онлайн-детектирования ^{129}I и NO_2 в различных газовых средах и об испытаниях этого комплекса в реальных условиях азотнокислого растворения ОЯТ.

Полученные результаты показали, что разработанный лазерный комплекс может быть использован для измерения концентраций ^{129}I и NO_2 как непосредственно в газовой смеси переработки ОЯТ (что необходимо для контроля и управления этим процессом с целью обеспечения безопасности процесса переработки), так и в газовых выбросах радиохимических предприятий. Чувствительность детектирования ^{129}I и NO_2 позволяют осуществлять мониторинг экологического состояния воздуха как в рабочих зонах радиохимических предприятий, так и в жилых зонах на уровне ПДК.

LASER COMPLEX FOR ONLINE MONITORING OF IODINE-129 AND NITROGEN DIOXIDE IN THE GAS PHASE OF TECHNOLOGICAL PROCESSES OF SPENT NUCLEAR FUEL REPROCESSING

Kireev, S.V; Suganeev, S.V.; Shnyrev, S.L. (NRNU MEPhI, Moscow, Russia)

Efficient and environmentally safe operation of radiochemical enterprises requires reliable and prompt control of the fuel reprocessing technology. In this context, of much importance is real-time continuous monitoring of the long-lived ^{129}I isotope (half-life 16 million years). It should be emphasize that most of the ^{129}I load on the biosphere (over 90%) comes just from spent nuclear fuel reprocessing. The real-time determination of the ^{129}I content allows prompt monitoring and control of the spent nuclear fuel (SNF) reprocessing aimed at increasing its efficiency and significantly contributes to development of environmentally friendly SNF reprocessing technology.

It should be noted that although the harmful effect of ^{129}I on the human body even exceeds that of the short-lived isotope ^{131}I, neither Russia nor foreign countries have now at their disposal high-sensitivity efficient systems for continuous monitoring of ^{129}I, although England, France, Germany, and Japan have recently embarked on active research work in this sphere.

As shown previously, one of the most promising methods for real-time detection of iodine is the laser-induced fluorescence method. The highest sensitivity of iodine detection was achieved just with He-Ne (633 nm) laser. For example, we reported earlier on development of a laser-fluorescent system for continuous monitoring of ^{129}I in gaseous media from spent nuclear fuel reprocessing at radiochemical enterprises (special atmosphere).

Also, studies of the absorption and fluorescence spectra of the components of various gaseous media (in particular, special and natural atmospheres) allowed development of a technique for continuously determining the NO_2 concentration by the absorption method in parallel with detecting iodine with the same source, He-Ne laser. It should be note that NO_2, first, is one of the main components of the

special atmosphere and, second, is contained in natural atmosphere, which makes its monitoring an urgent environmental problem.

In this work, we report on development of a high sensitivity laser complex for real-time detection of ^{129}I and NO_2 in various gaseous media and on testing this complex under the actual conditions of nitric acid dissolution of SNF.

Obtained results showed that the laser complex developed is suitable for measuring both the ^{129}I and NO_2 concentrations directly in the gas mixture from SNF reprocessing (which is essential for monitoring this process and controlling it with the aim to ensure the dissolution cycle safety) and in the gas emissions generated by the corresponding enterprises. The sensitivity with respect to ^{129}I is suitable for real-time monitoring of the environmental condition of air in the working areas of radiochemical enterprises, as well as in residential areas, by measuring the ^{129}I and NO_2 concentrations at the level of maximum permissible concentrations.

РАЗРАБОТКА ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКОГО ОБЛИКА ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА-СЖИГАТЕЛЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ ОЯТ ВВЭР

Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Романова Н.В., Ларионов И.А., Туктаров М.А., Зайко И.В., Клименко Д.С., Коробкова П.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А., Колмогорцев А.В.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Полное замыкание ядерного топливного цикла тепловых реакторов по всем актинидам связано с проблемой утилизации минорных актинидов (МА), одним из вариантов решения которой является сжигание МА в критических ядерных реакторах.

В докладе рассмотрены особенности утилизации МА в жидкосолевых реакторах полостного типа с циркулирующим топливом и результаты анализа существующего мирового уровня разработок в этой предметной области.

В части предварительного обоснования основных характеристик жидкосолевого реактора-сжигателя (ЖСР-С) проведены нейтронно-физические, теплогидравлические и радиационные расчеты параметров активной зоны и топливного контура реактора, оценена эффективность трансмутации минорных актинидов с топливной солью на основе FLiBe.

Представлены результаты разработки инженерно-физического облика ЖСР-С, предназначенного для утилизации МА отработавшего ядерного топлива тепловых энергетических реакторов, в том числе:

- показатели назначения реакторной установки с ЖСР-С;
- конструктивная схема жидкосолевого реактора полостного типа;
- схемные решения по тепломеханическому оборудованию;
- компоновочные решения реакторной установки;
- решения по схемам отвода тепла и преобразования энергии;
- схемные решения по системам безопасности РУ ЖСР-С (средства воздействия на реактивность, системы аварийного отвода тепла, локализующие системы и др.).

Рассмотрены вопросы управления и обеспечения безопасности реакторной установки с ЖСР-С.

Предложены основные направления научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по разработке РУ с ЖСР-С.

DEVELOPMENT OF THE ENGINEERING AND PHYSICAL APPEARANCE OF THE MOLTEN SALT REACTOR-BURNER OF MINOR ACTINIDES VVER SNF

Lopatkin, A.V.; Tret'yakov, I.T.; Romanova, N.V.; Larionov, I.A.; Tuktarov, M.A.; Zayko, I.V.; Klimenko, D.S.; Korobkova, P.A.; Semchenkov, A.A.; Ognerubov, D.A.; Kolmogortsev, A.V. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

The complete closure of the nuclear fuel cycle of thermal reactors for all actinides is associated with the problem of utilization of minor actinides (MA), one of the solutions to which is the burning of MA in critical nuclear reactors.

The report discusses the key advantages of MA utilization in molten-salt cavity-type reactors with circulating fuel and the results of an analysis of the current world level of developments in this subject area.

As part of the preliminary substantiation of the main characteristics of the molten-salt burner reactor (MSR-B), neutronic, thermal-hydraulic and radiation calculations of the parameters of the core and fuel circuit of the reactor were carried out, the efficiency of transmutation of minor actinides with fuel salt based on FLiBe was estimated.

The results of the development of the engineering and physical appearance of the MSR-B, intended for the disposal of MA of spent nuclear fuel from thermal power reactors, are presented, including:

- indicators of the purpose of the reactor plant with MSR-B;
- constructive diagram of a liquid-salt cavity type reactor;
- circuit solutions for thermal mechanical equipment;
- layout solutions of the reactor plant;
- solutions for heat removal and energy conversion schemes;
- circuit solutions for the safety systems of the MSR-B reactor plant (means of influencing reactivity, emergency heat removal systems, localizing systems, etc.).

The issues of control and safety of the reactor plant with MSR-B are considered.

The main directions of research and development work on the development of reactor plants with MSR-B are proposed.

ПОСТРОЕНИЕ ИНТРОСКОПОВ С КОДИРОВАННОЙ АПЕРТУРОЙ ДЛЯ РЕГИСТРАЦИИ ИЗОБРАЖЕНИЯ ИСТОЧНИКОВ СМЕШАННОГО НЕЙТРОННОГО И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Прокуронов М.В. (Москва, Россия), Севастьянов В.Д., Фомин О.И., Шибаев Р.М., Янушевич А.В. (ФГУП «ВНИИФТРИ», г.п. Менделеево Московской области, Россия)

Построение интроскопов с кодированной апертурой для регистрации изображения источников ионизирующего излучения на основе координатно-чувствительных детекторов (КЧД) модульного типа, т.е. когда КЧД является матрицей отдельных детекторов (модулей), расширяет области применения подобных интроскопов и позволяет рассматривать регистрацию такими интроскопами изображения источников смешанного нейтронного и гамма-излучения. Разработка таких КЧД стала возможна в результате развития цифровых электронных систем: АЦП, программируемых интегральных схем – ПЛИС, систем ввода-вывода

информации. В таком КЧД регистрация импульсов модульных детекторов и их цифровая обработка может производиться одновременно, параллельно и независимо друг от друга. а такое построение КЧД и позволяет рассматривать расширение областей применения подобных интроскопов. Такой интроскоп состоит из коллиматора с кодированной апертурой, защиты от фонового излучения и КЧД. в коллиматоре имеются отверстия, определенным образом расположенные, каждая из которых строит изображение на поверхности КЧД, подобно камере-обскуре, и таким образом формируется теневое изображение. Массив токов разрешающих элементов КЧД, т.е. теневое изображение декодируется и восстанавливается изображение источников. Это высокочувствительный метод, с большим соотношением сигнал/фон. Интроскоп с кодированной апертурой измеряет направление прихода гамма-кванта или нейтрона, а также спектрально-временные характеристики поля излучения. а это наиболее полная информация о поле ионизирующего излучения и измерение этих характеристик весьма важно при исследованиях в современной ядерной физике, ядерной энергетике и ядерной медицине. Для раздельной регистрации нейтронного и гамма-изображений в таком интроскопе могут использоваться КЧД, которые обладают избирательной регистрацией электронов и протонов. Они могут быть разработаны на основе сцинтилляционных детекторов с цифровой идентификацией частиц по форме импульса и черенковских детекторов. Причем такие интроскопы при выборе соответствующего КЧД могут обладать высоким временным разрешением до 1 нс, и позволяют регистрировать изображение импульсных процессов. в КЧД наблюдаются искажения теневого нейтронного и гамма-изображения при краевых эффектах взаимодействия излучения с коллиматором и модулями КЧД и при многократном рассеянии нейтронов и гамма-квантов в разных модулях КЧД. Искажения можно уменьшить, если применять КЧД, в которых, помимо рассеяния, происходят процессы поглощения излучения. Для регистрации изображения источников тепловых нейтронов используется интроскоп с кодированной апертурой, в нем тепловые нейтроны поглощаются в детекторах ^{3}He с образованием альфа-частиц. Быстрые нейтроны также могут поглощаться в реакциях с образованием альфа-частиц. Такими свойствами обладают алмазные детекторы, они применяются в экспериментах по термоядерному синтезу. Поэтому на основе таких алмазных КЧД можно исследовать возможность построения интроскопов с кодированной апертурой для регистрации изображения нейтронных источников с высокой плотностью потока быстрых нейтронов. Также активно используются и развиваются математические методы по устранению искажений в восстановленном изображении и восстановлению томографической информации об исследуемом источнике.

Доклад поможет ознакомить широкий круг специалистов с интроскопом и с кодированной апертурой и способствовать их внедрению в отечественной ядерной энергетике, промышленности и вообще в экспериментальной физике.

CONSTRUCTION OF INTROSCOPES WITH CODED APERTURE FOR REHYSTRATION OF IMAGE OF MIXED NEUTRON AND GAMMA RADIATION SOURCES

Prokuronov, M.V. (Moscow, Russia); Sevastyanov, V.D.;
Fomin, O.B.; Shibaev, R.M.; Yanushevich, A.V.
(FSUE "VNIIFTRI", Mendeleevo, Moscow region, Russia)

Construction of introscopes with a coded aperture for recording images of ionizing radiation sources based on modular-type coordinate-sensitive detectors (CSD), i.e. when the CSH is a matrix of individual detectors (modules), it expands the scope of such introscopes and allows one to consider the registration of images of sources of mixed neutron and gamma radiation by such introscopes. The real possibility of developing such KCHD became possible as a result of the development

of digital electronic systems: ADCs, programmable integrated circuits - FPGAs, information input-output systems. In such a CSD, the registration of pulses from modular detectors and their digital processing can be carried out simultaneously, in parallel and independently of each other. And such a construction of the CCH allows us to consider the expansion of the areas of application of such introscopes. Such an introscope consists of a collimator with a coded aperture, protection against background radiation, and CFC. The collimator has holes located in a certain way, each of which builds an image on the surface of the CSH, like a pinhole camera, and thus a shadow image is formed. The array of currents of the resolving elements of the KCHD, i.e. the shadow image is decoded and the source image is restored. It is a highly sensitive method with a high signal-to-background ratio. An introscope with a coded aperture measures the direction of arrival of a gamma quantum or neutron, and the spectral-temporal characteristics of the radiation field. And this is the most complete information about the field of ionizing radiation and the measurement of these characteristics is very important in research in modern nuclear physics, nuclear power engineering and nuclear medicine. For separate registration of neutron and gamma images in such an introscope, CSH can be used, which have a selective registration of electrons and protons. They can be developed on the basis of scintillation detectors with digital particle identification by pulse shape and Cherenkov detectors. Moreover, such introscopes, when choosing the appropriate CSH, can have a high temporal resolution up to 1 ns., And allow registering the image of impulse processes. In the QBH, distortions of the shadow neutron and gamma images are observed in the case of edge effects of the interaction of radiation with the collimator and QBH modules and in the case of multiple scattering of neutrons and gamma quanta in different QBH modules. Distortions can be reduced by using QBH, in which, in addition to scattering, radiation absorption processes occur. To register images of thermal neutron sources, an introscope with a coded aperture is used, in which thermal neutrons are absorbed in 3He detectors with the formation of alpha particles. Fast neutrons can also be absorbed in reactions with the formation of alpha particles. These properties are possessed by diamond detectors; they are used in experiments on thermonuclear fusion. Therefore, on the basis of such diamond QBS, it is possible to study the possibility of constructing introscopes with a coded aperture for recording images of neutron sources with a high flux density of fast neutrons. Mathematical methods are also actively used and developed to eliminate distortions in the reconstructed image and restore tomographic information about the source under investigation.

This report will help to familiarize a wide range of specialists with introscope and coded aperture and promote their implementation in domestic nuclear power engineering, industry, and in general in experimental physics.

ВЫЖИГАНИЕ АМЕРИЦИЯ-241 В РЕАКТОРЕ С ЖЕСТКИМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

Самохин Д.С., Хорасанов Г.Л. (ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия)

Как известно, средняя энергия нейтронов в активной зоне (АЗ) быстрых натриевых и свинцовых энергетических реакторов не превышает 0,5 МэВ, при которой вероятности деления минорных актинидов, в частности ^{241}Am, малы, не более 15 %. В докладе рассмотрена возможность ужесточения нейтронов до средней энергии в 1 МэВ в свинцовом реакторе малой мощности, 25 МВт.

Необходимым условием создания реактора с более жестким спектром нейтронов является выбор малых размеров АЗ для исключения замедления нейтронов в процессе транспорта нейтронов по зоне больших размеров. в докладе рассматривается концепция реактора БРУЦ-25 с высотой и эквивалентным диаметром АЗ, равными 0,42 и 0,40 метров соответственно.

Следующим условием получения жесткого спектра является выбор топлива, мало замедляющего нейтроны. Это должно быть металлическое топливо, не содержащее легких химических элементов, а также урана как элемента с высокой замедляющей способностью. в докладе в качестве топлива выбран сплав энергетического плутония с цирконием, Pu58%+Zr42%. Сплав может находиться в твердой фазе при температурах порядка 1200–1400 °С. Температура оболочки твэла с внешним диаметром 8,2 мм и с таким топливом составляет не более 610 °С.

В качестве теплоносителя АЗ предлагается использовать расплав свинца при температурах в АЗ от 450 до 530 °С. в природном свинце сечение неупругого рассеяния нейтронов с энергией в интервале 2,5–4 МэВ близко к значению 1,4 барн. Использование же 100% ^{208}Pb с порогом неупругого рассеяния нейтронов 2,63 МэВ позволит уменьшить сечение рассеивания жестких нейтронов ^{208}Pb до величины 0,7 барн.

Рассчитанные значения средней энергии нейтронов в центре АЗ, охлаждаемой ^{nat}Pb/^{208}Pb, равны 0,869/0,991 МэВ. При этом доли жестких нейтронов с энергией выше 0,8 МэВ составляют 34,61%/42,34%. Этим средним энергиям нейтронов соответствуют одногрупповые (усредненные по спектру нейтронов) сечения деления ^{241}Am, равные 0,640/0,761 барн и одногрупповые сечения радиационного захвата нейтрона, равные 0,784/0,682 барн. Соответствующие этим сечениям вероятности деления ^{241}Am составляют 44,92/ 52,87%. в этих условиях масса ^{241}Am в центре АЗ БРУЦ-25 за 3 года работы реактора уменьшится за счет деления на 17 % при использовании теплоносителя из природного свинца и на 20 % – при использовании теплоносителя из ^{208}Pb. Для сравнения укажем, что масса ^{241}Am, условно закладываемого в зону малого обогащения натриевого реактора БН-600, уменьшится за счет деления на 11 % за четыре года работы реактора (280 эф. сут/год).

Полагаем, что реакторы малой мощности со средней энергией нейтронов до 1 МэВ и плотностями потоков нейтронов порядка $3\cdot10^{15}$–$4\cdot10^{15}$ 1/см^2·с, возможно, будут востребованы в среднесрочной перспективе как многоцелевые реакторы, сочетающие функции реакторов – выжигателей минорных актинидов с функциями исследовательских и изотопных реакторов.

BURNING OUT AMERITIUM-241 IN A REACTOR WITH A HARD NEUTRON SPECTRUM

Samokhin, D.S.; Khorasanov, G.L. (OINPE NRNU MEPhI, Obninsk, Russia)

As is known, the average neutron energy in the core of fast sodium and lead power reactors does not exceed 0.5 MeV, at which the fission probabilities of minor actinides, in particular ^{241}Am, are small, no more than 15%. The report considers the possibility of hardening neutrons to an average energy of 1 MeV in a lead reactor of low power, 25 MW.

A necessary condition for creating a reactor with a harder neutron spectrum is the selection of small core sizes to exclude neutron slowing down during neutron transport over a large zone. The report discusses the concept of the BRUTs-25 reactor with a height and equivalent core diameter equal to 0.42 and 0.40 meters, respectively.

The next condition for obtaining a hard spectrum is the choice of a fuel that slows down neutrons a little. It should be a metallic fuel that does not contain light chemical elements, as well as uranium as an element with a high moderating ability. In the report, an alloy of power-grade plutonium with zirconium, Pu58% + Zr42%, was selected as a fuel. The alloy can be in the solid phase at temperatures of the order of 1200–1400 °C. The cladding temperature of a pin with an outer diameter of 8.2 mm and with such fuel is no more than 610 °C.

It is proposed to use lead melt as a coolant at core temperatures from 450 to 530 °C. In natural lead, the cross section for inelastic scattering of neutrons with energies in the range of 2.5–4 MeV

is close to 1.4 barn. The use of 100% ^{208}Pb, with a threshold of inelastic neutron scattering of 2.63 MeV, will reduce the scattering cross section of hard neutrons by ^{208}Pb to 0.7 barn.

The calculated values of the average neutron energy in the center of the core cooled by ^{nat}Pb / ^{208}Pb are 0.869 / 0.991 MeV. In this case, the fraction of hard neutrons with energies above 0.8 MeV is 34.61% / 42.34%. These average neutron energies correspond to one-group (averaged over the neutron spectrum) ^{241}Am fission cross sections equal to 0.640 / 0.761 barn and one-group neutron radiation capture cross sections equal to 0.784 / 0.682 barn. The fission probabilities of ^{241}Am corresponding to these cross sections are 44.92 / 52.87%. Under these conditions, the mass of ^{241}Am in the center of the BRUTs-25 core within 3 years of reactor operation will decrease due to fission by 17% when using a coolant made of natural lead and by 20% when using a coolant made of ^{208}Pb.

For comparison, let us point out that the mass of ^{241}Am, conventionally placed in the low enrichment zone of the BN-600 sodium reactor, will decrease by dividing by 11 percent over 4 years of reactor operation (280 eff. days / year).

We believe that low-power reactors with an average neutron energy of up to 1 MeV and neutron flux densities of the order of $3\cdot10^{15}$–$4\cdot10^{15}$1/cm^2·s may be in demand in the medium term as multipurpose reactors combining the functions of reactors-burner of minor actinides with functions of research and isotope reactors.

КОНЦЕПЦИЯ ПРОИЗВОДСТВА ТРИТИЯ В СВИНЦОВОМ РЕАКТОРЕ С ЖЕСТКИМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

Самохин Д.С., Хорасанов Г.Л. (ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия)

В докладе рассмотрена возможность получения свинцового реактора малой мощности, 25 МВт, для различных прикладных целей, в том числе для наработки небольших количеств трития. Особенностью предлагаемого реактора является достаточно большая плотность потока нейтронов, $3{,}4\cdot10^{15}$ 1/(см^2·с) в центре активной зоны, высокая средняя энергия нейтронов, 0,86 МэВ в центре активной зоны, а также высокая доля, 35%, жестких нейтронов, E_n>0,8 МэВ. Предельно высокие расчетные параметры реактора достигаются благодаря малым размерам активной зоны, D×H≈0,40×0,42 м^2, инновационному металлическому топливу из сплава энергетического плутония с цирконием, Pu58%-Zr42%, и теплоносителю из расплава природного свинца. Масса загружаемого в реактор энергетического плутония составляет 92 кг.

Интерес к созданию реакторов с жестким нейтронным спектром обусловлен, в первую очередь, возможностью их практического применения в качестве специальных трансмутаторов минорных актинидов, в том числе америция-241.

В качестве исследовательского реактора, свинцовый реактор с более жестким спектром нейтронов, по сравнению с реакторами БОР-60 и МБИР, может быть востребован благодаря содержанию в его спектре значительной доли жестких нейтронов, с энергиями 0,8–10,5 МэВ, обладающих высокой способностью радиационного повреждения материалов ядерной техники.

Наконец, в реакторах с жестким спектром открываются дополнительные возможности получения радиоизотопов легких химических элементов для медицинских и других целей при использовании пороговых по энергии нейтронов ядерных реакций (n, p) и (n, α).

Реакция (n, α) используется также для получения трития из природного лития (^{7}Li+7,52вес.%^{6}Li) и обогащенного изотопом ^{6}Li лития. Однако реакция на ^{7}Li обладает высоким порогом по энергии нейтронов – 2,5 МэВ, поэтому она мало перспективна даже в жестком спектре реактора: в спектре предлагаемого реактора одногрупповое (среднее по спектру) сечение реакции ^{7}Li(n, n'α)^{3}H составляет не более 6 миллибарн.

Как известно, наиболее перспективный способ получения трития – путем реакции ^{6}Li(n, α)^{3}H, для которого требуется высокое обогащение лития изотопом ^{6}Li. Однако, располагая только литием природного состава, содержащим 7,52вес.%^{6}Li, и предлагаемым свинцовым высокопоточным реактором, можно получать небольшие количества трития для прикладных (коммерческих) целей. Одногрупповое сечение реакции ^{6}Li(n, α)^{3}H в нейтронном спектре активной зоны предлагаемого реактора составляет 0,693 барн, что позволит за одну кампанию реактора, длительностью 3 года, расщепить 18 весовых процентов массы ^{6}Li, загруженной в активную зону в составе природного лития. Тогда для получения, например, 10 граммов трития (40 литров при нормальных условиях) потребуется загрузить в активную зону свинцового реактора около 1,5 килограмма лития природного состава.

THE CONCEPT OF TRITIUM PRODUCTION IN THE LEAD REACTOR WITH A HARD NEUTRON SPECTRUM

Samokhin, D.S.; Khorasanov G.L. (OINPE NRNU MEPhI, Obninsk, Russia)

The report considers the possibility of obtaining a low-power lead reactor, 25 MW, for various applications, including for the production of small amounts of tritium. A feature of the proposed reactor is a sufficiently large neutron flux density, $3.4 \cdot 10^{15}$ 1/(cm^2·s) in the center of the core, a high average neutron energy, 0.86 MeV in the center of the core, as well as a high proportion, 35%, of hard neutrons, E_n>0.8 MeV. The extremely high design parameters of the reactor are achieved due to the small size of the core, D x H≈0.40 x 0.42 m^2, innovative metallic fuel made of an alloy of power-grade plutonium with zirconium, Pu58% - Zr42%, and a coolant made of natural lead melt. The mass of energy plutonium loaded into the reactor is 92 kg.

The interest in creating reactors with a hard neutron spectrum is primarily due to the possibility of their practical application as special transmutators of minor actinides, including americium-241.

As a research reactor, a lead reactor with a harder neutron spectrum, compared to the BOR-60 and MBIR reactors, can be in demand due to the content in its spectrum of a significant proportion of hard neutrons, with energies of 0.8-10.5 MeV, which have a high potential for radiation damage to nuclear materials.

Finally, in hard spectrum reactors, additional possibilities open up for obtaining radioisotopes of light chemical elements for medical and other purposes when using the nuclear reactions (n, p) and (n, α), which have neutron energy thresholds.

The (n, α) reaction is also used to produce tritium from natural lithium (^{7}Li+7.52 wt.%^{6}Li) and lithium enriched with the ^{6}Li isotope. However, the reaction with ^{7}Li has a high threshold near neutron energy of 2.5 MeV, and therefore it is not very promising even in the hard neutron spectrum: thus in the spectrum of the proposed reactor, the one-group cross section (averaged upon the neutron spectrum) of the reaction ^{7}Li (n, n'a)^{3}H is no more than 6 millibarns.

As is known, the most promising method for producing tritium is the method of its production by the ^{6}Li(n, α)^{3}H reaction, which requires a high enrichment of lithium with the ^{6}Li isotope. However, having only naturally occurring lithium containing 7.52 wt.%^{6}Li and the proposed high-flux lead reactor, it can be produced small amounts of tritium for applied (commercial)

purposes. The one-group cross section of the $^{6}Li(n, \alpha)^{3}H$ reaction in the neutron spectrum of the proposed reactor is 0.693 barn, which will allow for one reactor campaign, lasting 3 years, to split 18 weight percent of the mass of ^{6}Li loaded into the reactor as a part of natural lithium. Then, to obtain, for example, 10 grams of tritium (40 liters under normal conditions), you will need to load about 1.5 kilograms of naturally occurring lithium into the core of the lead reactor.

СЕКЦИЯ 4
МАЛАЯ ЭНЕРГЕТИКА
(СТАЦИОНАРНЫЕ, ТРАНСПОРТАБЕЛЬНЫЕ, ПЛАВУЧИЕ, ТРАНСПОРТНЫЕ, КОСМИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ)

SECTION 4
SMALL SIZE POWER REACTORS
(FIXED, TRANSPORTABLE, FLOATABLE, PROPULSION, SPACE)

ОБЕСПЕЧЕНИЕ НОРМАТИВНОЙ БАЗОЙ ПИЛОТНОГО ПРОЕКТА АТОМНОЙ СТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ С РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКОЙ РИТМ-200Н

Бых Я.О., Щекин Д.В. (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)

В настоящее время в РФ для гражданских атомных энергоисточников действует нормативная документация для наземных АЭС, ориентированная на блоки большой мощности, на установки типа ВВЭР, БН, РБМК, а также нормативная документация для атомных судов и плавсредств с ядерными реакторами.

С учетом отсутствия возможности применения существующих судовых норм для АСММ наземного размещения с РУ РИТМ-200Н необходима гармонизация требований норм и правил в области использования атомной энергии для АЭС и технических решений АСММ.

После защиты обликового проекта активно велась работа по анализу соответствия технических решений АСММ с РУ РИТМ-200 требованиям действующих ФНП на всем жизненном цикле АСММ. Специалистами АО РАОС, АО «ГСПИ», АО «ОКБМ Африкантов» были подготовлены «Концепция обеспечения безопасности АСММ с РУ РИТМ-200» и «Анализ соответствия технических решений в РУ РИТМ-200 для АСММ требованиям федеральных норм и правил в области использования атомной энергии для АЭС». ФБУ «НТЦ ЯРБ» провело работу по анализу предоставленных материалов, и в феврале 2020 года был оформлен отчет со следующими выводами:

1) Отсутствуют критические несоответствия требованиям нормативных документов раздела 2 главы II Перечня П-01-01-2017 Ростехнадзора, препятствующих реализации проектов АСММ с РУ РИТМ-200.
2) Действующие федеральные нормы и правила для наземных АЭС не в полной мере учитывают специфику технических решений, применяемых в судовых РУ интегрального типа.

Для выполнения работ по гармонизации норм и правил в области использования атомной энергии и технических решений проекта АСММ в июне 2020 года была организована межотраслевая рабочая группа по нормативной документации, участниками которой являются более 10 организаций. Ключевой особенностью данных работ является ведение нормотворческой деятельности параллельно с проектированием объекта с целью исключения рисков несвоевременного получения лицензии на сооружение АСММ.

Основными направлениями деятельности межотраслевой рабочей группы по нормативной документации являются:

- анализ соответствия проектных решений АСММ с РУ РИТМ-200Н требованиям ФНП и формирование предложений по внесению изменений в ФНП;
- разработка стандартов Госкорпорации «Росатом» и включение нормативных документов на материалы в «Сводный перечень...»;
- учет в проекте требований и рекомендаций зарубежных норм и правил, в связи с экспортной направленности проекта АСММ.

По итогам работ межотраслевой рабочей группы по нормативной документации, после разработки проектов РУ и АСММ, требуется решить вопрос о необходимости внесения изменений в действующие или разработке новых ФНП, устанавливающих требования к РУ и АСММ наземного исполнения, а также обеспечить проект всей необходимой нормативной базой.

PROVIDING REGULATORY FRAMEWORK FOR THE PILOT PROJECT OF AN SNPP WITH RITM-200N REACTOR PLANT

Bykh, Ya.O.; Shchekin, D.V. (Afrikantov OKBM JSC, Nizhny Novgorod, Russia)

At present, in the Russian Federation the regulatory documentation applicable to civil nuclear power sources is the one applied to the land-based NPPs and focused on high-capacity units such as VVER, BN and RBMK, as well as the regulatory documentation for nuclear-powered ships and floating craft with nuclear reactors.

Given that it is impossible to apply the existing marine regulations to the land-based SNPP with a RITM-200N reactor plant, it is necessary to harmonize the requirements set in the regulations for the use of nuclear energy for NPPs and the engineering solutions adopted for the SNNP.

After the conceptual design critical review, intensive efforts were made aimed at analyzing the compliance of the engineering solutions adopted for the SNPP with a RITM-200 reactor plant with the requirements set in the applicable Federal Regulations for the entire lifecycle of an SNPP. Specialists of RAOS JSC, GSPI JSC and Afrikantov OKBM JSC jointly prepared the «Safety Assurance Concepts for SNPP with a RITM-200 Reactor Plant» and the «Compliance Analysis of Engineering Solutions Adopted for SNPP with a RITM-200 Reactor Plant with the Requirements set in the Federal Regulations for the use of nuclear energy for NPP». The SEC NRS analyzed the submitted materials and in February 2020 a report was prepared with the following conclusions:

1) There are no critical non-compliances with the requirements set in the regulatory documents of Section 2, Chapter II, List P-01-01-2017 of Rostechnadzor that hinder the implementation of the SNPP projects with RITM-200 reactor plants.
2) The existing federal regulations for the land-based NPPs do not fully take into account the specifics of the engineering solutions implemented in the integrated marine reactor plants.

To carry out the activities aimed at harmonizing the regulations for the use of nuclear energy and engineering solutions adopted in the SNPP design in June 2020 an Interdepartmental Working Group on regulatory documentation was set up engaging participants from more than 10 companies. The key feature of these activities is the pursuit of norm-setting activities in parallel with the facility design development to exclude the risks of delayed receipt of a construction license when designing an SNPP.

The main activity areas of the Interdepartmental Working Group on Regulatory Documentation include the following actions:

- analyze the compliance of the design solutions adopted for the SNPP with a RITM-200N reactor plant with the requirements of Federal Regulations and form change proposals related to the Federal Regulations;
- develop ROSATOM's standards and include the regulatory documents for the materials into the «Consolidated List...»;
- take into account in the design the requirements and recommendations set in foreign regulations due to the fact that the SNPP project is export-oriented.

Based on the work results of the Interdepartmental Working Group related to the regulatory documentation, and upon the completion of the reactor plant and SNPP design development, it is necessary to amend the existing or develop new Federal Regulations establishing requirements for the land-based SNPP and reactor plants, as well as provide the project with all necessary regulatory framework.

ОСНОВНЫЕ СХЕМНО-КОНСТРУКТИВНЫЕ РЕШЕНИЯ ДЛЯ РУ РИТМ-200Н НАЗЕМНОЙ АСММ

Семенов М.А., Калинчев М.В., Кураченков А.В., Щекин Д.В.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)

Сегмент атомных энергоисточников малой мощности представляется одним из наиболее перспективных направлений развития мировой атомной энергетики, в том числе ввиду востребованности устойчивых источников энергоснабжения на удаленных территориях и территориях с ограниченной сетевой инфраструктурой. Перспективность данного направления подтверждается наличием разработок в сегменте АСММ у всех значимых игроков на мировом рынке ядерных технологий, включая компании США, Китая, Республики Кореи.

Специфические требования использования ядерной энергии в судовой энергетике сформировали особый облик реакторной установки, характерными чертами которой стали компактность, многофункциональность, способность работать в маневренном режиме, стойкость к внешним воздействиям и развитые свойства самозащищенности. Выполненные проработки показали, что решения судовых РУ благодаря данным специфическим свойствам позволяют достичь наиболее высоких технико-экономических показателей и эффективности АСММ.

В докладе рассматривается РУ РИТМ-200Н для наземной атомной станции малой мощности. Проект РУ базируется на основных технических решениях реакторной установки РИТМ-200 универсального атомного ледокола, разработанной по требованиям судовой нормативной документации (НД).

В основе проекта РУ РИТМ-200Н для АСММ применены решения, направленные, в первую очередь, на достижение более высоких технико-экономических показателей, которые обеспечиваются снижением массы и габаритов, повышением срока службы, ресурса, обеспечением возможности длительной работы РУ без перегрузки топлива на площадке базирования. Основным элементом РУ РИТМ-200Н является интегральный реактор с принудительной циркуляцией, с расположением кассет ПГ внутри единого корпуса и низконапряженной кассетной активной зоной с увеличенным энергоресурсом.

Разработка РУ РИТМ-200Н выполняется в соответствии с требованиями НД для наземных АЭС, с учетом конструктивных особенностей судовых РУ.

Соответственно при разработке технического проекта РУ для АСММ принят ряд схемно-конструктивных решений по основному оборудованию и системам, включая системы безопасности, учитывающих требования НД для наземных АЭС, при сохранении облика прототипной реакторной установки РИТМ-200.

В интегральном реакторе РУ РИТМ-200Н предусмотрено размещение комплектов образцов-свидетелей и возможность проведения эксплуатационного контроля металла корпуса напротив активной зоны. Увеличено количество средств измерения теплотехнических параметров активной зоны, предусмотрен контроль уровня в реакторе в аварийных режимах.

С учетом условий площадки размещения пилотной АСММ, системы, обеспечивающие безопасность, функционирующие на основе пассивных принципов действия (без потребления электроэнергии), должны обеспечивать поддержание реакторной установки в безопасном состоянии в течение длительного времени (не менее трех суток) без оказания внешней помощи.

BASIC SCHEMATIC AND STRUCTURAL SOLUTIONS FOR THE LAND-BASED RITM-200N SPP

Semenov, M.A.; Kalinchev, M.V.; Kurachenkov, A.V.; Shekin, D.V.
(Afrikantov OKBM JSC, Nizhny Novgorod, Russia)

The segment of small-power nuclear energy sources appears to be one of the most prospective trends of the world's nuclear power industry development, including the fact that there is a demand for sustainable power supply sources in remote areas and territories with limited network infrastructure. The prospects of this trend are confirmed by the fact that all the significant players on the world nuclear technology market, including companies from the USA, China, and the Republic of Korea, have developments in the SNPP segment.

The specific requirements for the use of nuclear energy in marine power engineering have formed a special concept of the reactor plant characterized by its compact design, multi-functionality, maneuverability, resistance to external impacts and advanced inherent safety properties. The accomplished studies have shown that the solutions adopted for the marine reactor plants, due to their specific properties, enable the SNPPs to achieve the highest technical and economic performance and effectiveness.

The report considers the RITM-200N reactor plant for a small-sized land-based NPP. The reactor plant design is based on the main engineering solutions accepted for the RITM-200 reactor plant f the multipurpose nuclear icebreaker developed compliant with the requirements set in the regulatory and technical documentation.

The design of the RITM-200N intended for SNPPs is based on solutions aimed first of all at achieving higher technical-and-economic performance which is ensured through reduced mass and overall dimensions, increased service life, lifetime, the capability of continuous operation not requiring reactor plant refueling at the operating site. The basic component of the RITM-200N is an integral reactor plant with forced circulation, with the steam generator assemblies located inside a single vessel, and a low-power density core accommodating fuel assemblies with increased stored energy.

The RITM-200N reactor plant development work is performed compliant with the requirements set in the regulatory and technical documentation on the land-based NPPs taking into account the design features of marine reactor plants.

Accordingly, a number of schematic and structural solutions regarding the main equipment and systems have been adopted during SNPP reactor plant detailed design development, including safety systems. The solutions take into account the specific features of a land-based SNPP while retaining the concept of the prototype RITM-200 reactor plant.

The integral RITM-200N reactor provides for the arrangement of sets of surveillance specimens and the possibility of operational inspection of the vessel metal opposite the core. The number of equipment for measuring the core thermal parameters has been increased; water level monitoring in the reactor under emergency conditions has been provided.

With account of the conditions existing on the pilot SNPP operation site, the passive safety systems (operating without power consumption) shall maintain the reactor plant in a safe state for a long time (at least three days) without external assistance.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ВЫХОДНОМ УЧАСТКЕ ТВС РЕАКТОРА ТИПА РИТМ АТОМНОЙ СТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Демкина Т.Д., Дмитриев С.М., Добров А.А., Доронков Д.В,
Доронкова Д.С., Пронин А.Н., Рязанов А.В., Солнцев Д.Н.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)

В 2020 году универсальный атомный ледокол «Арктика» был введен в промышленную эксплуатацию. на атомном ледоколе установлены две реакторные установки РИТМ-200, в которых применены кассетные активные зоны. Дальнейшее развитие судовые реакторные технологии получили в проекте атомной станции малой мощности (АСММ) плавучего исполнения, разработка которой ведется в настоящее время. Источником энергии для АСММ является РИТМ-200С – модернизированная судовая реакторная установка РИТМ-200.

Важной отличительной особенностью конструкции кассетной активной зоны реактора РИТМ-200С является увеличение числа термометров сопротивления (ТСП) для контроля температурного состояния теплоносителя на выходе из активной зоны. на показания ТСП может влиять неравномерность распределения потока в твэльном пучке топливной кассеты, которая выражается возможным образованием локальных горячих или холодных струй теплоносителя. Следовательно, необходимо экспериментальное изучение процессов перемешивания теплоносителя в выходном участке топливной кассеты и определение областей поперечного сечения твэльного пучка топливной кассеты, из которых происходит попадание потоков теплоносителя в трубу отбора к ТСП.

Для изучения закономерностей течения водяного теплоносителя используется исследовательский аэродинамический стенд. на данном стенде течение водяного теплоносителя в пучке твэлов моделируется воздушным потоком согласно теории гидродинамического подобия.

Распределение аксиальной скорости потока в характерных сечениях и областях модели определялось пневмометрическим датчиком с погрешностью не более 7 %. Изучение перемешивания теплоносителя осуществлялось методом инжекции примеси, заключающемся в том, что по направлению и силе поперечного переноса впрыскиваемой в поток субстанции можно оценить интенсивность перемешивания теплоносителя. Все измерения проводили при среднерасходной скорости воздушного потока равной 32,5 м/с и числе Рейнольдса 85000.

Основные результаты экспериментальных исследований состоят в следующем: получено распределение локальных осевых скоростей в характерных областях модели, получено распределение концентрации трассера в модели и трубе подвода рабочей среды в зависимости от выбора зоны подачи трассера в поперечном сечении пучка имитаторов твэлов, определены области поперечного сечения твэльного пучка, из которых происходит попадание потока теплоносителя в трубу отбора к ТСП, определена общая картина течения потока теплоносителя в выходном участке топливной кассеты.

Работа выполнена в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2021-0008).

EXPERIMENTAL INVESTIGATION OF COOLANT HYDRODYNAMICS IN THE OUTLET AREA OF A FUEL ASSEMBLY OF THE RITM-TYPE REACTOR FOR A SMALL-SIZED NUCLEAR POWER PLANT

Demkina, T. D.; Dmitriev, S.M.; Dobrov, A.A.; Doronkov, D.V.; Doronkova, D.S.; Pronin, A.N.; Ryazanov, A.V.; Solntcev, D.N.
(NSTU n. a. R.E. Alekseev, Nizhny Novgorod, Russia)

In 2020, the universal nuclear icebreaker Arktika was put into operation. The nuclear icebreaker is equipped with two RITM-200 reactor units, in which modern fuel assemblies are used. Nuclear marine propulsion technologies were further developed in the project of a small-sized nuclear power plant of a floating design, the project of which is currently underway. The energy source for the ASMM is RITM-200S - a modernized nuclear marine propulsion RITM-200.

An important distinguishing feature of the RITM-200S reactor core project is an increase in the number of resistance temperature detectors (RTDs) to monitor the temperature state of the coolant at the core outlet. The RTD readings can be affected by the uneven distribution of the flow in the fuel bundle, which is expressed by the possible formation of local hot or cold coolant jets. Therefore, it is necessary to experimentally study the processes of the coolant mixing in the outlet section of the fuel assemblies and to determine the cross-sectional areas of the fuel bundle , from which the coolant flows enter the extraction pipe to the RTD.

To study the regularities of the water coolant flow, a research aerodynamic test facility is used. On this open loop, the flow of water coolant in the fuel bundle is modeled by an air flow according to the theory of hydrodynamic similarity.

The distribution of the axial flow velocity in the characteristic sections and regions of the test model was determined by a pneumometric probe sensor with an error of no more than 7%. The study of the coolant mixing was studied by the impurity injection method. The study of the coolant mixing was studied by the impurity injection method. This method based on the fact that the direction and strength of the transverse transfer injected into the flow of the substance can be used to estimate the intensity of the mixing of the coolant. All measurements were carried out at an average air flow velocity of 32.5 m/s and a Reynolds number of 85000.

The analysis of the conducted researches has shown new results. Firstly, the distribution of local axial velocities in the characteristic regions of the model is obtained. Secondly, the distribution of the tracer concentration in the test model and the extraction pipe to the RTD was obtained depending on the choice of the tracer supply zone in the cross section of the fuel rod simulators. Thirdly, the cross-sectional regions of the fuel bundle are determined, from which the coolant flow enters the bleed pipe to the RTD. Fourthly, the general pattern of the coolant flow in the outlet section of the fuel assemblies is determined.

The work was carried out within the framework of a state order in the area of scientific work, subject no. FSWE-2021-0008.

АНАЛИЗ ФАКТОРОВ, ВАЖНЫХ ДЛЯ КОМПЛЕКСНОГО ПОДХОДА К ЭКОНОМИКЕ ПРОЕКТОВ АС МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Смирнова Л.С., Королев С.А. (НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

Экономическая эффективность проектов АС, как правило, обосновывается техническими, технологическими, компоновочными, строительными, функциональ-ными проектными решениями и технико-экономическими характеристиками, а также решениями, относящимися к безопасности ядерных энергоустановок. Для оценки экономики инновационных проектов АС малой мощности, с учетом специфики их создания, предназначения, территориального расположения и особенностей режимов эксплуатации, помимо общих проектных характеристик, важно рассматривать определенный спектр дополнительных факторов, включая требования разного характера к техническому проекту со стороны заказчиков, энергосистем, регуляторов, эксплуатирующих организаций и потребителей. Данный спектр факторов способен существенно влиять на экономическую эффективность и реальную экономику конкретного проекта.

В докладе рассмотрены важные аспекты и факторы, связанные с экономической реализацией проектов АС малой мощности, которые, в той или иной степени, могут сказаться на экономической эффективности проектов, работающих в разных сценарных условиях, рассмотрены условия экономической приемлемости проектов АС малой мощности, затронуты вопросы, связанные с рисками реализации проектов АС малой мощности. Доклад основан на результатах ранее выполненных обзорных исследований материалов российских, иностранных экспертов и продолжающихся исследованиях актуальных вопросов экономики проектов АС малой мощности.

Сценарные факторы, площадочные условия, нормативные требования, организационно-финансовые и рыночные механизмы реализации проектов АС малой мощности являются важными внешними условиями при анализе и выполнении экономических оценок проектов, дополняющими технико-экономические оценки технических проектов АС. Такой расширенный экономический анализ важен для инновационных проектов в контексте работы их в разных практических предназначениях и сценарных условиях, а также позволит развить и дополнить классическую методику экономического и инвестиционного анализа энергопроектов с учетом новых факторов и аспектов.

ANALYSIS OF FACTORS IMPORTANT FOR AN INTEGRATED APPROACH TO THE ECONOMIC OF LOW-POWERED NUCLEAR POWER PLANT PROJECTS

Smirnova, L.S.; Korolev, S.A. (NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia)

The economic efficiency of NPP projects is usually justified by technical, technological, layout, construction, functional design solutions and techno-economic characteristics, as well as safety solutions of nuclear power plants. To assess the economics of innovative low-power NPP projects, considering the specifics of their creation, purpose, territorial location and features of operating modes, in addition to the general design characteristics, it is important to consider a certain range of additional factors including various requirements to the technical project on the part of customers, energy systems, regulators, operating organizations and consumers. This range of factors can have a significant impact on the economic effectiveness and the real economy of a particular project.

The report examines important aspects and factors related to the economic implementation of low-power NPP projects, which, to one degree or another, may affect the economic effectiveness of projects operating in different scenario conditions. Report also considered the conditions of

economic acceptability of low-power NPP projects, as well issues related to the risks of implementing low-power NPP projects are touched upon. The report is based on the results of previously performed review studies of materials by russian and foreign experts and ongoing research on topical issues of the economics of low-power NPP projects.

Scenario factors, site conditions, regulatory requirements, organizational, financial and market mechanisms for the implementation of low-power NPP projects are important external conditions for the analysis and implementation of economic assessments of projects, complementing the technical and economic assessments of technical projects of NPP. Such an extended economic analysis is important for innovative projects in the context of their work in different practical purposes and scenario conditions, and will also allow developing and supplementing the classical methodology of economic and investment analysis of energy projects taking into account new factors and aspects.

К ВОПРОСУ О НОРМАТИВНОМ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ОБЕСПЕЧЕНИИ ПРОЕКТОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Антонов М.И., Калютик А.А., Карякин Ю.Е., Модестов В.С.
(ФГАОУ ВО СПбПУ, Санкт-Петербург, Россия),
Аржаев А.А., Аржаев А.И., Маханев В.О., Сиваков С.П.
(ООО «НПО «ДИАПРОК», Москва, Россия)

С 2011 года МАГАТЭ осуществляет целевые публикации по тематике атомных станций малой мощности (АСММ). Две первых конференции по АСММ в России состоялись в ноябре 2011 года и в декабре 2013 года на базе Президиума РАН.

Несмотря на актуальность тематики и большое количество предлагаемых вариантов (https://aris.iaea.org/), в стадии сооружения на май 2023 года находятся всего семь АСММ, а в стадии эксплуатации – три.

Разработкой АСММ кроме России интенсивно занимаются во многих странах, например, в США, Канаде, Японии.

Оснащение производств надежными источниками энергоснабжения на базе АСММ в ближайшие 10–20 лет представляется выполнимым (с учетом широкого спектра мощностей АСММ, предлагаемых к разработке) для регионов с децентрализованным энергообеспечением. Актуальность этой задачи повышается ввиду отсутствия готовых к реализации проектов АЭС средней мощности, например, таких как наиболее распространенный в мире проект ВВЭР-440.

Ключевыми вопросами для практического применения АСММ являются: (1) обеспечение ядерной и радиационной безопасности и (2) конкурентоспособность на базе современных технологий изготовления конструкций, систем и элементов АСММ, а также информационных технологий.

Стоимостные показатели проекта АСММ будут в существенной степени зависеть от требований заказчика к сроку службы и уровню мощности. Возможно, что для АСММ не будет стоять задача по долгосрочной эксплуатации в 60 и более лет ввиду ускоренного технологического развития и возможности замещения АСММ на той же площадке более конкурентоспособными инновационными решениями.

При разработке нормативных документов для проектирования и эксплуатации АСММ представляется целесообразным учесть Стратегический план исследований по безопасности

для российских АЭС, разработанный по поручению Министерства по атомной энергии в конце 1990-х, и актуализировать его с учетом современного уровня развития науки и техники, а также с появления направления АСММ.

Одним из базовых вопросов при разработке проектов АСММ является учет возможных механизмов старения. Решение этого вопроса для АСММ, разрабатываемых в России, может базироваться на выполнении требований пункта 16 НП-096-15. Однако отметим, что указанное требование не детализировано для элементов АС (тем более – для АСММ), а документы по стандартизации в поддержку НП-096-15, описывающие особенности механизмов старения для различных групп элементов АС, а также методики выявления доминирующих механизмов старения в настоящее время отсутствуют.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ТРАНСПОРТНЫХ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК НА БАЗЕ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Белошицкий К.А., Иванов А. А. (АО «СПМБМ «Малахит», Санкт-Петербург, Россия)

С учетом известных проблем углеводородного топлива в последние годы активно проявляется интерес к ядерным энергоисточникам малой мощности. с учетом масштаба ведущихся работ по их созданию можно утверждать, что существует перспектива старта нового направления в развитии ядерной энергетики, а именно, широкого применения атомных реакторов малой мощности.

Основные преимущества, связанные с применением малой атомной энергетики для освоения отдаленных, малоразвитых регионов, таковы:

- минимизация объемов и стоимости капитального строительства в районе размещения атомных станций;
- минимизация затрат по разворачиванию и вводу в действие малых атомных энергоисточников;
- возможность перенесения наиболее ядерно и радиационно опасных операций, связанных с ремонтом и перегрузкой топлива, с площадки размещения в специализированные заводские цеха, что обеспечивает высокий уровень, безопасности и качества выполняемых процедур;
- возможность обходиться минимальным персоналом, работающим по вахтенному методу.

В качестве генерального проектанта АО «СПМБМ «Малахит» совместно с ведущими отечественными НИИ и КБ РФ в течение нескольких десятков лет работает в направлении применения в своих проектах и развития ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с большим сроком эксплуатации и высокой продолжительностью непрерывного цикла работы.

В разрабатываемых проектах АО «СПМБМ «Малахит» также имеется опыт проектирования и строительства ЯЭУ, в том числе, на базе реакторных установок (РУ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ).

РУ с ЖМТ по сравнению с водо-водяными реакторами дает возможность повышения уровня безопасности, КПД и надежности ЯЭУ, что обеспечивается за счет:

- низкого давления теплоносителя первого контура и малого запаса реактивности;
- свойств внутренней самозащищенности;
- возможности выработки пара более высоких параметров;

- электропроводности ЖМТ, позволяющей использовать не имеющие движущихся частей магнитогидродинамические насосы;
- отсутствия отдельной системы компенсации давления (объема),
- практического отсутствия жидких радиоактивных отходов.

PROSPECTS FOR THE DEVELOPMENT OF PROPULSION NUCLEAR POWER PLANTS BASED ON LIQUID METAL COOLED REACTOR FACILITIES

Beloshitsky, K.A.; Ivanov, A.A. (JSC «SPMDB «Malachite», St. Petersburg, Russia)

With regard for the well-known problems of hydrocarbon fuel, recent years have seen an expressed interest in small nuclear power sources. Given the scale of the activities currently under way for the development of such sources, one may state that there is a potential to start a new trend in the evolution of nuclear power, namely, extensive application of small nuclear reactors.

The key advantages offered by small nuclear power sources in terms of developing remote underdeveloped areas are as follows:

- minimization of the scope and cost of capital construction in the nuclear plant deployment areas;
- minimization of the costs for deploying and commissioning small nuclear power sources;
- possibility for relocating the most nuclear- and radiation-hazardous repair and refueling operations from the deployment sites to specialized industrial premises to ensure high level of safety and high quality of operating procedures;
- possibility to manage with the smallest possible number of personnel working on a rotational basis [1].

As the General Designer, JSC «SPMDB «Malachite», jointly with Russia's leading research institutes and design bureaus, has been working for several decades towards using in its designs and developing nuclear power plants with a long service life and a long continuous operating cycle.

The designs developed by JSC «SPMDB «Malachite»also draw upon the experience in the design and construction of power reactor facilities, including those based on reactor plants with liquid metal coolant (LMC).

As compared with pressurized water reactors, liquid metal cooled reactor plants make it possible to increase the level of safety, efficiency and reliability of nuclear power plants achieved via the following:

- low primary coolant pressure and small reactivity margin;
- inherent safety;
- capability of producing steam with higher parameters;
- LMC electrical conductivity, which allows using magnetohydrodynamic pumps with no movable parts;
- absence of a separate pressurizer system,
- virtually no liquid radioactive waste.

МНОГОЦЕЛЕВЫЕ АТОМНЫЕ ЭНЕРГООПРЕСНИТЕЛЬНЫЕ КОМПЛЕКСЫ С МОДУЛЬНЫМИ ЯДЕРНЫМИ РЕАКТОРАМИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ, ПРИ СОЗДАНИИ КОТОРЫХ ЦЕЛЕСООБРАЗНО ИСПОЛЬЗОВАТЬ ОПЫТ СУДОВОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Соколова Е.А., Федорович Е.Д., Садеги Х, Газаи Х. (СПбПУ, Санкт-Петербург, Россия), Макухин С.С. (ОАО «СПбАЭП, Санкт-Петербург, Россия)

Атомное опреснение, под которым понимается использование энергии (электрической и тепловой), производимой ядерной энергетической установкой (ЯЭУ) является общеприменимой и быстроразвивающейся в мире технологией, поскольку позволяет реальным образом ликвидировать угрозу нехватки пресной воды, характерной для многих стран мира. Использование атомного энергоисточника позволяет обеспечить крупнотоннажное производство опресненной морской воды, превышающее десятки тысяч кубометров в сутки. Предлагаемые на рынках атомного опреснения проекты многоцелевых атомных энергоопреснительных комплексов (МАК) весьма разнообразны как по схемам – и в энергетической и в опреснительной части, так и по составу оборудования. Однако при рассмотрении этих процессов четко обнаруживаются тенденции преимущественного использования в них так называемых малых модульных реакторов (ММР, SMR – Small Modullar Reactors) водо-водяного типа. Эта тенденция не случайна – реакторы этого типа (ВВЭР или PWR) давно освоены в серийном производстве и успешно (и безопасно) эксплуатируются на АЭС многих стран, а также на атомном подводном и атомном ледокольном флоте. ЯЭУ с реакторными установками корабельного типа по своим характеристикам как нельзя лучше соответствуют требованиям, предъявляемым к энергоисточнику опреснительного производства. Россия уже имеет первоначальный опыт использования судовой силовой установки (ССУ) в целях одновременного производства электричества, теплоснабжения и опреснения. Речь идет о «Плавучей АЭС» «Академик Ломоносов», имеющей в своем составе две ССУ ледокольного типа КЛТ-40-с.

В настоящей статье кратко обсуждаются достоинства и недостатки проектов ММР, предлагаемых разработчиками различных стран, а также приводится ряд принципиальных схем МАК с реакторами ММР, использующими различные технологии опреснения: MED – многоколонную дистилляцию, MSF – мгновенное вскипание и гибридные технологии, в которых наряду с указанными технологиями используется технология обратного осмоса (RO – Reversed Osmosis). Отечественная судовая ядерная энергетика имеет в составе своих достижений разработку интегральной ядерной паропроизводящей установки (ИЯППУ) с естественной циркуляцией ядерного теплоносителя ($Е_{цт}$). Принцип интегральности позволяет избавиться от трубопроводов для реакторного теплоносителя, а принцип организации $Е_{цт}$ позволяет избавиться от главных циркуляционных насосов. и то и другое очевидным образом повышает надежность установки, одновременно снижает ее стоимость.

В докладе приводится схема установок ИЯППУ-$Е_{цт,}$ которые можно использовать как ядерный модуль в составе МАК, формулируются и выводы, вытекающие из ее содержания и рекомендации в части проектирования МАК с ИЯППУ-$Е_{цт}$ и ее внедрения в опреснительное производство. Проект МАК с ИЯППУ-$Е_{цт}$ может быть использован для эксплуатации МАК в России (известна, например, нехватка воды в Крыму), но главным образом для экспортных поставок Россией в те страны, в которых нехватка воды весьма ощутима и растет с каждым годом.

MULTIPURPOSE NUCLEAR DESALINATION COMPLEXES WITH SMALL MODULAR REACTORS, BASED ON THE USE OF MARINE NUCLEAR POWER PLANT EXPERIENCE

Sokolova, E.A.; Fedorovich, E.D.; Sadeghi, Kh., Gazai, H. (Peter the Great St. Petersburg Polytechnic University, St. Petersburg, Russia), Makukhin S.S. (JSC ATOMPROEKT, St. Petersburg, Russia)

Nuclear desalination, which can be considered as the use of energy (electrical and thermal) produced by a nuclear power plant (NPP), is a generally applicable and rapidly developing technology in the world, since it makes it possible to effectively eliminate the threat of a freshwater shortage, which is sensible in many countries of the world. The use of a nuclear power source ensures large-scale seawater desalination, exceeding some ten thousand of cubic meters per day. Projects of desalination in conjunction with the multipurpose atomic complex (MAC) offered in the markets of nuclear desalination are different both in terms of schemes of the power and desalination sections and in the composition of equipment. However, when considering these processes, tendencies of the predominant use of the so-called small modular reactors (SMRs) of pressurized water reactor (PWR) type are manifested. This trend is not accidental since reactors of this type (VVER or PWR) have been developed due to serial production and successfully operated in NPPs in many countries, as well as at nuclear submarine and nuclear icebreaker fleets. Nuclear reactors, which are utilized in ships in terms of their characteristics perfectly meet the requirements as an energy source for seawater desalination processes. Russia already has initial experience of using ship propulsion for the simultaneous production of electricity, heat supply and desalination. We are talking about the "Floating NPP" "Akademik Lomonosov", which has two ship propulsion systems of the icebreaker type KLT-40S.

In this article, the advantages and disadvantages of SMR projects proposed by developers from different countries are expressed. In addition, several schemes of MAC, based on MSR integrated with various desalination technologies, namely multi-effect distillation (MED), multi-stage flash desalination (MSF), and reverse osmosis (RO), are presented.

The design of a domestic nuclear-powered ship is based on the integration of nuclear steam supply system (NSSS) with natural coolant circulation (NCC). The integrity of the system and the NCC principle lead to removing the pipelines for reactor coolant and main circulation pumps, respectively, which both of them obviously, increase the reliability of the installation while reducing its cost. The arisen conclusions and recommendations regarding the design of the NSSS-NCC and its implementation in desalination units are expressed. The MAC project based on NSSS-NCC not only can be used for the operation of the MAC in Russia (for instance, for solving the water shortage in Crimea) but also mainly for export by Russia to those countries, where the water shortage is very significant and increases each year.

ТЕРМИТ – ТЕХНОЛОГИЯ РАЗРАБОТКИ МОДЕЛИРУЮЩИХ СИСТЕМ ДЛЯ ОБЪЕКТОВ МАЛОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Лялюев Д.В., Шаленинов А.А. (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор, Россия)

В настоящее время для создания моделирующих комплексов (цифровых двойников) и тренажеров различных объектов использования атомной энергии ведущими в данной области зарубежными и отечественными фирмами разработаны и применяются так называемые технологии автоматизации моделирования. Достойное место в ряду таких технологий занимает программный комплекс (ПК) ТЕРМИТ, разработанный ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова».

ПК ТЕРМИТ – многопользовательская, многоплатформенная (ОС ASTRA Linux, Windows) среда моделирования, имеющая в своем составе широкий набор инструментальных программных средств: расчетных кодов и пакетов моделирования, векторных графических редакторов расчетных и функциональных схем, средств интеграции с различными программными комплексами, в том числе сторонних организаций.

ПК ТЕРМИТ содержит набор расчетных кодов (РК) и пакетов: для моделирования нестационарных теплогидравлических процессов в трубопроводных системах произвольной топологии с двухфазным теплоносителем (вода и парогазовая фаза) с учетом термической неравновесности фаз – РК АРТЕК, с однофазным теплоносителем (вода, масло, жидкие металлы, газы) в несжимаемом приближении – РК ПРАГИС, РК SIGNET для нестационарных газодинамических процессов с теплоносителем в виде многокомпонентного газа в сжимаемом приближении; пакет SELEN для моделирования нестационарных физических процессов в электрических сетях постоянного и переменного тока произвольной топологии и состава оборудования; пакет АКУЛА для моделирования систем контроля и управления.

Важнейшее преимущество ПК ТЕРМИТ по сравнению с аналогичными системами автоматизации создания комплексных (полномасштабных) моделей динамики ЯЭУ – возможность использования в его составе системного кода улучшенной оценки КОРСАР, аттестованного Ростехнадзором РФ для расчетов, выполняемых в обоснование безопасности судовых водо-водяных реакторных установок и реакторных установок для АЭС с РУ ВВЭР.

Общая особенность перечисленных выше кодов и пакетов моделирования в составе ПК ТЕРМИТ – гибкая топология и наличие графического интерфейса пользователя, позволяющего создавать модели сетей любой топологии с минимальными временными затратами.

На основе ПК ТЕРМИТ за последние 25 лет разработано более 20 тренажеров и моделирующих систем для транспортных ЯЭУ. Одни из последних тренажеров, созданные с использованием данной технологии – это полномасштабные и аналитические тренажеры для подготовки и поддержания квалификации персонала универсального атомного ледокола пр. 22220 и атомной теплоэлектростанции малой мощности на базе плавучего энергоблока пр. 20870.

В комплект поставки тренажеров входит рабочее место разработчика с ПК ТЕРМИТ, позволяющее обеспечить проведение модернизации моделей тренажеров силами технического персонала и реализовать его сопровождение в течение всего жизненного цикла.

THE TERMIT – TECHNOLOGY TO DESIGN SIMULATION SYSTEMS FOR SMALL NUCLEAR REACTORS

Lialiuev, D.V.; Shaleninov A.A. (FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Russia)

The so-called simulation automation technologies are designed and employed by leading international and Russian developers of simulation systems (digital twins) and training simulators to a variety of nuclear facilities. The TERMIT software application developed at FSUE “Alexandrov NITI” occupies its rightful place among the above-mentioned technologies.

The TERMIT is a multi-user and multi-platform (ASTRA Linux, Windows) simulation environment with multiple development tools: computer codes and simulation packages, vector graphic editors of computational and functional schemes, tools for integration into different software systems including those of outside organizations.

The TERMIT contains a set of computer codes and packages: for simulation of unsteady-state thermal-hydraulic processes in random topology pipeline systems with two-phase flow (water and steam-gas) taking thermal non-equilibrium of the phases into account – ARTEK code, with

single-phase flow (water, oil, liquid metal, gas) in the incompressible approximation – PRAGIS code, SIGNET code for unsteady-state gas-dynamic processes in a multi-component gaseous coolant in the compressible approximation; SELEN package for simulation of unsteady-state physical processes in random topology direct-current and alternating-current electrical networks and equipment components; AKULA package for simulation of monitoring and control systems.

The TERMIT has a very important competitive advantage over similar simulation automation systems that are used to develop full-scope models of nuclear reactor dynamics – the possibility of integrating with the KORSAR best-estimate system code certified by RF Rostechnadzor for performing safety calculations of naval water-cooled reactors and VVER-type reactors.

The common feature of the above-listed codes and simulation packages in the TERMIT system is a flexible topology and graphical user interface allowing for creation of models of any topology networks spending minimum time.

Based on the TERMIT software, more than 20 training simulators and simulation systems for nuclear propulsion reactor plants have been developed within the last 25 years. Among the latest training simulators designed using the TERMIT technology are full-scope and analytical training simulators for personnel of Project 22220 nuclear-powered icebreakers and Project 20870 barge-mounted small nuclear cogeneration plant.

The TERMIT delivery set includes Developer Workstation with TERMIT software allowing for modernization of training simulator models by technical staff and lifetime maintenance.

КОНЦЕПЦИЯ КОМПАКТНОГО ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ С КОЛЬЦЕВОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ ИЗ МИКРОТВЭЛОВ

Сикорин С.Н., Мандик С.Г. (ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны», Минск, Беларусь),
Ахрамович А.П., Колос В.П. (Институт энергетики НАН Беларуси, Минск, Беларусь)

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси имеет более чем 50-летний опыт разработки реакторов различного назначения и базирования с шариковыми твэлами малого диаметра (микротвэлами), с газовыми, пароводяным и водяным теплоносителями. Однако большая часть информации, нигде не опубликована, так как в основном она касалась реакторов специального назначения. в частности, такие разработки проводились применительно к газоохлаждаемому реактору передвижной АЭС «Памир-630Д» (активная зона с микротвэлами там также рассматривалась) и особенно к более позднему варианту газоохлаждаемого реактора установки аналогичного назначения «Памир-2».

Инновационность реакторов с микротвэлами требует постоянного развития физико-математического обеспечения проектирования – совершенствования математических моделей для наиболее адекватного описания происходящих физических процессов. в рамках предыдущих работ был решен ряд важных задач в обеспечение разработки реактора с микротвэлами. в частности, в докладе представлено решение одной из фундаментальных проблем – совершенствования математических моделей для наиболее адекватного описания происходящих физических процессов. в рамках предыдущих работ был решен ряд важных задач в обеспечение разработки реактора с микротвэлами. в частности, в докладе представлено решение одной из фундаментальных проблем –описание движения теплоносителя в каналах с пористыми стенками, которое зачастую основывается на неверных предпосылках. В отличие от традиционного представления потока в проницаемом

канале как струи, к которой на пористой стенке присоединяются или отделяются частицы газа, предложена новая кинематическая модель в виде концентрических коаксиальных элементарных трубок тока, пересекающих проницаемую стенку и заполняющих все пространство внутри канала. Такой подход позволил разграничить вклад инерционных эффектов и диссипации в потери давления, что особенной важно для газовых теплоносителей, и проводить расчеты геометрических параметров проницаемых каналов, обеспечивающих с достаточной точностью заданное распределение потока по слою. Полученные результаты прошли проверку численными методами, а также посредством визуализации потока в эксперименте, и использованы при проведении расчетов активных зон.

Работы по реакторам с микротвэлами в НАН Беларуси продолжаются и в настоящее время. в докладе представлена концепция компактного высокотемпературного газоохлаждаемого реактора малой мощности с кольцевой активной зоной из микротвэлов. Реактор такого типа может найти применение в ядерных энергетических установках различного назначения.

THE CONCEP OF A COMPACT HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED SMALL POWER REACTOR WITH AN ANNULAR CORE OF MICROSPHERICAL FUEL

Sikorin, S.N.; Mandzik, S.G. (Scientific Institution "JIPNR-Sosny", Minsk, Belarus); Akhramovich, A.P.; Kolos, V.P. (The Institute of Power Engineering of the National Academy of Sciences of Belarus, Minsk, Belarus)

The State Scientific Institution "The Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny" of the National Academy of Sciences of Belarus has more than 50 years of experience in the development of reactors for various purposes and basing with small-diameter spherical fuel particles (microspherical fuel), with gas, steam-water and water coolants. However, most of the information has not been published anywhere, since it has mainly concerned special purpose reactors. In particular, such developments have been carried out in relation to the gas-cooled reactor of the "Pamir-630D" mobile nuclear power plant (the core with microspherical fuel has been also considered there) and especially to the later version of the gas-cooled reactor of the "Pamir-2" facility of a similar purpose.

The innovativeness of reactors with microspherical fuel requires constant development of physical and mathematical support for design – the improvement of mathematical models for the most adequate description of the ongoing physical processes. As part of previous work, a number of important tasks have been solved to ensure the development of a reactor with microspherical fuel. In particular, the report presents a solution to one of the fundamental problems – the description of the coolant flow in channels with porous walls which is often based on incorrect assumptions. In contrast to the traditional representation of a flow in a permeable channel, as a jet to which gas particles are attached or separated on a porous wall, a new kinematic model is proposed in the form of concentric coaxial elementary tubes of flow that cross the permeable wall and fill the entire space inside the channel. This approach has made it possible to distinguish between the contribution of inertial effects and dissipation to pressure losses, which is especially important for gas coolants, and to calculate the geometric parameters of permeable channels that provide a given flow distribution over the layer with sufficient accuracy. The results obtained have been verified by numerical methods, as well as by visualization of the flow in the experiment, and have been used in the calculations of cores.

Work on reactors with microspherical fuel is ongoing in the National Academy of Sciences of Belarus at the present time. The report presents the concept of a compact high-temperature gas-cooled small power reactor with an annular core of microspherical fuel. A reactor of this type can be used in nuclear power installations for various purposes.

СЕКЦИЯ 5
НОВЫЕ АЛГОРИТМЫ И ПРОГРАММЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ПРОЕКТОВ И БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ. РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ОБОСНОВАНИЙ ИННОВАЦИОННЫХ ПРОЕКТОВ

SECTION 5
NEW ALGORITHMS AND CODES FOR DESIGN AND SAFE OPERATION JUSTIFICATION. RESULTS OF COMPUTATIONAL AND EXPERIMENTAL JUSTIFICATIONS OF INNOVATIVE DESIGNS

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ КОДЫ ДЛЯ РАСЧЕТОВ ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Белов А.А., Березнев В.П., Колташев Д.А., Потапов В.С., Шершов А.В.
(ИБРАЭ РАН, Москва, Россия)

Данная работа посвящена нейтронно-физическим кодам, разрабатываемым в ИБРАЭ РАН в рамках проектного направления «ПРОРЫВ» и предназначенным для обоснования безопасности перспективных реакторных установок с жидкометалли-ческим теплоносителем.

Трехмерный расчетный код CORNER на базе метода дискретных ординат, моделирующий перенос нейтронов, предназначен для расчета основных нейтронно-физических характеристик РУ БР в стационарных и нестационарных состояниях. Использует структурированные пространственные сетки (HEX-Z), типичные для моделирования нейтронно-физических процессов в РУ БР, с дополнительной возможностью детального моделирования структуры сборок за счет вложенных сеток. Поддерживает интерфейс параллельных вычислений OpenMP. Находится в завершающей стадии аттестации, верифицирован на международных бенчмарках (BN-600, SFR MOX-1000, SFR-MOX-3600 и др.) и моделях РУ БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300, валидирован на экспериментах на реакторе JOYO и критических сборках БФС.

Расчетный код ODETTA предназначен для решения задач переноса нейтронов и гамма-квантов в многогрупповом SnPm приближении методом конечных элементов на неструктурированных сетках. Код ориентирован на численное моделирование нейтронно-физических процессов в защитных композициях РУ БР. Может применяться при расчетах радиационных условий эксплуатации элементов конструкции и оборудования ОИАЭ, являющихся источниками и/или находящихся под воздействием ионизирующих излучений при обосновании безопасности ОИАЭ. Для построения тетраэдральных сеток и работы с CAD-моделями используется открытая интегрируемая платформа SALOME. Реализовано распараллеливание с использованием технологий OpenMP и MPI.

Код нуклидной кинетики, расчета активности и остаточного тепловыделения BPSD позволяет рассчитывать превращения актинидов, конструкционных материалов, натриевого и свинцового теплоносителя, поглотителей – карбида бора и титаната диспрозия. Цепочки превращений для нетопливных материалов составлены с учетом элементов примесей. в 2019 г. с применением кода BPSD смоделированы эксперименты по облучению нетопливных материалов нейтронами термоядерного спектра. Получено хорошее согласие расчета и эксперимента для сталей.

Интегральный код ЕВКЛИД/V1 предназначен для моделирования установок с жидкометаллическим теплоносителем на базе связных нейтронно-физических, термомеханических и теплогидравлических расчетов в условиях нормальной эксплуатации (стационарные состояния на разрешенных уровнях мощности, штатные переходные режимы) и в условиях нарушения нормальной эксплуатации. Код имеет модульную структуру и включает три основных модуля: теплогидравлический, твэльный и нейтронно-физический. Помимо традиционной диффузионной опции нейтронно-физический модуль включает диффузионную опцию G7 с семью расчетными точками на кассету в плане и кинетическую опцию на базе кода CORNER. в коде реализована возможность расчета режимов работы РУ с учетом выгорания активной зоны и перегрузки ТВС в рамках микрокампаний на базе кода BPSD.

NEUTRONIC CODES FOR CALCULATIONS OF INNOVATIVE REACTOR FACILITIES WITH LIQUID METAL COOLANT

Belov, A.A.; Bereznev, V.P.; Koltashev, D.A.; Potapov, V.S.; Shershov, A.V.
(IBRAE RAS, Moscow, Russia)

Neutronic codes considered in the article are under development at the Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (IBRAE RAN) in frame of Proryv (*Breakthrough*) project. The codes are designed for safety justification of innovative reactor facilities with liquid metal coolant.

The three-dimensional neutron transport code CORNER based on the discrete ordinate method is designed to calculate the basic neutronic parameters of fast reactors in stationary and non-stationary states. CORNER uses structured spatial grids (HEX-Z), typical for fast reactors neutronic calculations, with the additional possibility of detailed modeling of the assembly structure due to nested grids. CORNER supports OpenMP parallel computing interface. CORNER is verified on international benchmarks (BN-600, SFR MOX-1000, SFR-MOX-3600, etc.) and BN-1200 and BREST-OD-300 models, validated on JOYO and BFS experiments and now is in the final stage of certification.

The ODETTA code solves neutron, gamma and coupled neutron-gamma transport problems using multi-group SnPm approximation and the finite element method on unstructured grids. The code is focused on radiation protection and shielding problems of fast reactors. It can be used in the calculation of radiation conditions for the operation of structural elements and equipment of nuclear facilities. ODETTA uses the SALOME platform to build tetrahedral meshes and work with CAD-models. ODETTA supports OpenMP and MPI parallelization technologies.

The BPSD code of isotopic kinetics, activity and decay heat calculation allows to calculate transmutation of actinides, constructed materials, sodium and lead coolant, absorbers - boron carbide and dysprosium titanate. The decay chains for non-fuel materials are prepared taking into account elements of impurities. Thermonuclear neutron irradiation experiments for non-fuel materials were calculated using BPSD in 2019. Good agreement for calculated and experimental data was obtained for steels.

The EUCLID/V1 integrated code is designed for simulating facilities with liquid metal coolant under normal (steady-state in the permitted power levels, regular transients) and abnormal operating conditions using coupled neutronic, thermomechanical and thermal hydraulic calculations. The code has a modular structure and includes three basic modules: thermal hydraulic, neutronic and thermomechanical. The neutronic module includes traditional diffusion option, diffusion G7 option with seven mesh cells per each axial assembly node and a kinetic option based on the CORNER code. The code implements an option of reactor operating modes calculating based on the BPSD code taking into account core burnup and refueling.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ МАШИННОГО ОБУЧЕНИЯ ДЛЯ РАСПОЗНАВАНИЯ АВАРИЙ НА АЭС

Матушкин В.Д., Воробьёв Ю.Б. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

В докладе рассматривается применение метода кроссвалидации для настройки нейронных сетей для создания системы распознавания типов аварий на АЭС. Работоспособность построенной системы показывается на основе расчетов для АЭС с РУ ВВЭР1000/В320, но это нисколько не ограничивает общности подхода применения нейронных сетей, в том числе для реакторов других типов.

При нормальной эксплуатации АЭС, и уж тем более в аварийном режиме, множество ее параметров, как физических, так и технических, создают сложную систему, анализ которой представляет крайне непростую задачу. Оператор в случае аварии должен на основании всех взаимодействующих и многомерных характеристик как можно быстрее определить вид аварии и предпринять соответствующие меры для уменьшения ее последствий. Особенно это касается аварий запроектных, тяжелого типа, где своевременные действия на ранних ее стадиях могут существенно снизить последствия. в то же время для этого необходимо знать исходные события аварии, что в рамках симптомо-ориентированного подхода не всегда удается получить.

В настоящее время на АЭС используются системы определения аварий, основывающиеся на отслеживании отклонений различных параметров от номинальных значений и выявлении предаварийных ситуаций. Но для более эффективной работы оператора необходима более совершенная система, которая позволит не только выявить наличие аварии, но и определить вид аварии, ее исходные события и осуществить поддержку оператора или кризисного центра в процессе развития аварии путем предоставления информации по оптимальным управляющим действиям. Рассматриваемый в докладе подход на основе использования нейросетевых технологий в сочетании с методами анализа динамики процессов во время аварий на основе кодов улучшенной оценки позволяет решить данные задачи.

Для изучения подобных сложных систем и для помощи в работе оператора в мире активно исследуется применение нейронных сетей, однако крайне мало уделяется вопросу проверки качества обучения нейронных сетей, формирования соответствующих обучающих выборок. в докладе рассматривается как один из вариантов решения проблемы возможность использования методов кроссвалидации. Кроссвалидация (перекрестная проверка) – это метод, предназначенный для оценки качества работы выбранной модели на независимых данных. Он помогает сравнить между собой различные модели и выбрать наилучшую для конкретной задачи. В докладе приводятся результаты расчетов по настройке нейронных сетей и изучения использования кроссвалидации с варьированием ее параметров, делаются выводы об эффективности подхода.

APPLICATION OF MACHINE LEARNING METHODS FOR RECOGNIZING ACCIDENTS AT NUCLEAR POWER PLANTS

Matushkin V.D.; Vorobyev Y.B. (MPEI, Moscow, Russia)

The report discusses the use of the cross validation method for configuring artificial neural networks (ANN) to create a system for recognizing types of accidents at NPP. The operability of the constructed system is shown on the basis of calculations for NPP with a VVER1000/V320 reactor plant, but this does not limit the generality of the approach of using neural networks, including for other types of reactors.

During normal operation of a NPP, and even more so in emergency mode, many of its parameters, both physical and technical, create a complex system, the analysis of which is an extremely difficult task. In the event of an accident, the operator must determine the type of accident as soon as possible on the basis of all interacting and multidimensional characteristics and take appropriate measures to reduce its consequences. This is especially true of out-of-design, severe accidents, where timely actions in its early stages can significantly reduce the consequences. At the same time, to do this, it is necessary to know the initial events of the accident, which is not always possible to obtain within the framework of a symptom-oriented approach.

Currently, accident detection systems are used at the NPP, based on tracking deviations of various parameters from nominal values and identifying pre-emergency situations. But for more efficient

operation of the operator, a more advanced system is needed, which will not only identify the presence of an accident, but also determine the type of accident, its initial events and support the operator or crisis center in the process of accident development by providing information on optimal control actions. The approach considered in the report based on the use of ANN technologies in combination with methods of analyzing the dynamics of processes during accidents based on improved assessment codes allows us to solve these problems.

To study such complex systems and to help in the work of the operator, the use of ANN is actively being investigated in the world, but very little attention is paid to the issue of checking the quality of training ANN, the formation of appropriate training samples. The report considers the possibility of using cross-validation methods as one of the solutions to the problem. Cross-validation (rotation estimation, out-of-dample testing) is a method designed to evaluate the quality of the selected model on independent data. It helps to compare different models and choose the best one for a specific task. The report presents the results of calculations on setting up ANN and studying the use of cross-validation with varying its parameters, conclusions are drawn about the effectiveness of the approach.

АДАПТАЦИЯ МОДЕЛИ ТУРБУЛЕНТНОСТИ К ТЕПЛООБМЕНУ В ПУЧКЕ СТЕРЖНЕЙ

Сергеенко К.М. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В настоящее время в активно ведутся работы по созданию реакторов на быстрых нейтронах, которые используют жидкометаллический и газовый теплоносители. Повышенные требования безопасности, а также недостаточная изученность теплогидравлических характеристик данных теплоносителей обуславливают проведение валидационных исследований, выполняемых с использованием RANS-модели турбулентности. Такие исследования основываются на данных, полученных из экспериментов или из DNS-расчетов. При обнаружении больших погрешностей используемые RANS-модели модифицируются.

В настоящей работе выполнена серия теплогидравлических расчетов пучка стержней в DNS-постановке. Исследовался равномерно обогреваемый пучок стержней, расположенный в треугольной упаковке с относительным шагом 1,4. Суммарно выполнено 12 теплофизических исследований. При этом варьировались как числа Рейнольдса (2500, 5000 и 10000), так и числа Прандтля (0,0043; 0,0154; 0,0324 и 0,71), которые соответствуют различным жидким металлам и газу.

Результаты DNS-расчетов сопоставлялись с расчетными (DNS) и экспериментальными данными; показано хорошее соответствие по распределению скорости, температуры, интенсивности турбулентности, числу Нуссельта и коэффициенту трения.

На нижней границе выбранного диапазона чисел Рейнольдса обнаружен перемежающийся режим течения, который затруднительно описывался в RANS-модели турбулентности. Выявлено, что для всех теплоносителей функция распределения турбулентного числа Прандтля устроена схожим образом: максимум соответствует области $y+\approx25$, а от $y+\approx50$ и далее, она принимает постоянное значение. При этом с ростом числа Прандтля или Рейнольдса среднее значение стремится к 1,0. Также выявлено, что турбулентный вклад в теплоотдачу линеен для выбранного теплоносителя.

В результате исследований сформулирована модель турбулентного числа Прандтля, а также проведена процедура изменения выбранной RANS-модели турбулентности, в результате которой максимальная интегральная погрешность уменьшилась с 49 до 4 %. Предложенные в работе функции активации обеспечивают локализацию принятых изменений в рассмотренном диапазоне определяющих параметров.

ADAPTATION OF THE TURBULENCE MODEL TO THE HEAT TRANSFER IN A ROD BUNDLE

Sergeenko, K.M. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

Fast neutron reactors using liquid metal or gas coolants are one of the most actively studied fields of research. Increased safety requirements and insufficient knowledge of the thermohydraulic characteristics of these coolants require validation of RANS simulations via information from experiments or DNS. This information can also be applied to improve the RANS turbulence model if necessary.

In this paper, a series of thermohydraulic DNS simulations of the uniformly heated rod bundle with a relative pitch of 1.4 has been performed to improve RANS. A total of 12 test cases with four different Prandtl numbers of Pr=0.0043, 0.0154, 0.0324, and 0.71, which correspond to liquid metals and gas, and three Reynolds numbers of Re=2500, 5000, and 10000 are considered.

The DNS calculations show good agreement with the simulation and experimental data for velocity distribution, temperature, turbulence intensity, Nusselt number, and friction factor.

An intermittent flow regime was observed at Re=2500. Furthermore, the turbulent Prandtl number is structured with the maximum of up to $y^+\approx25$, and from $y^+\approx50$ onwards, in most cases takes on a constant value, while increasing the Prandtl or Reynolds number, the average value tends to 1.0. It was also revealed that the turbulent contribution to heat transfer is linear to Reynolds number for the selected coolant.

As a result, the selected RANS model has been improved (the maximum integral error dropped from 49 to 4 %) by the new model of the turbulent Prandtl number and by introducing model coefficients from DNS.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ И ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА ЛАБОРАТОРИИ KALLA

Сергеенко К.М., Свирид К.О., Николаев В.С., Афремов Д.А., Тутукин А.В., Сапожников И.С. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В настоящее время в мире активно ведутся работы по созданию реакторов, которые используют тяжелый жидкометаллический теплоноситель. Примерами таких реакторов являются реакторы ALFRED и БРЕСТ-ОД-300, использующие свинец в качестве теплоносителя, а также реакторы СВБР-100 и MYRRHA, в которых используется свинец-висмут. Повышенная коррозионная и эрозионная активность указанных теплоносителей требует соблюдения контроля концентрации кислорода и скорости. Так как геометрия тракта течения теплоносителя устроена сложным образом, при обосновании указанных реакторов широкое применение получили методы численного моделирования. При этом корректное обоснование сложных процессов переноса кислорода в жидких металлах требует детальной физико-химической расчетной модели, учитывающей основные реакции кислорода с теплоносителем и конструкционными материалами.

В данной работе представлена физико-химическая модель, включающая следующие процессы: эрозия, рост, эволюция и растворение двухслойной оксидной пленки, растворение и коагуляция оксидов металлов в контуре с последующим осаждением в фильтре и на поверхностях контура.

Физико-химическая модель интегрирована в CFD-код STAR-CCM+ путем использования модели пассивного скаляра, позволяющего описывать поведение примесей в теплоносителе.

Работоспособность физико-химической модели продемонстрирована на основе расчетного исследования теплофизических и физико-химических процессов, происходящих в экспериментальном стенде лаборатории KALLA. Продолжительность расчетного моделирования составила 1000 часов. в результате получены пространственные распределения концентраций оксидов металлов, областей повышенной эрозионной активности, а также массы оксидов, осевших на фильтре, и количества кислорода, поступившего в контур. Также определено поверхностное распределение толщины и состава оксидной пленки.

Учет термопар и технологии изготовления элементов контура позволили повысить точность расчета по сравнению с более ранними исследованиями.

A STUDY OF THERMOPHYSICAL AND PHYSICOCHEMICAL CHARACTERISTIC OF THE KALLA EXPERIMENT FACILITY

Sergeenko, K.M.; Svirid, K.O.; Nikolaev, V.S.; Afremov, D.A.; Tutukin, A.V.; Sapoznikov I.S.
(*JSC NIKIET, Moscow, Russia)*

Activities are currently underway across the world to build heavy liquid metal-cooled reactors. For example, the ALFRED and BREST-OD-300 reactor designs use lead coolant, while the MYRRHA and SVBR-100 reactors use lead-bismuth coolant. The high corrosive and erosive activity of the coolant requires control of oxygen concentration and flow velocity. Due to the complex geometry of the reactors cooling circuit flow, numerical simulation methods are used extensively to justify the operation modes for liquid metal coolants. Correct justification of the complex oxygen transport processes in liquid metals requires the detailed physicochemical computational model, which takes into account the major reactions of oxygen with the coolant and the structural materials.

This paper presents a physicochemical model, which includes the following processes: erosion, growth, evolution, and dissolution of the two-layer oxide film, characterized by the different properties, precipitation and dissolution of metal oxides in the circuit with subsequent deposition in a filter, and inflow of oxygen by the mass exchanger.

The physicochemical model integrated into the CFD code STAR-CCM+ via the model of passive scalar, which allows simulating the impurity transport in the coolant.

Capabilities of the presented physicochemical model are demonstrated based on the results of investigating thermohydraulic and physicochemical processes at the KALLA laboratory experimental facility. The duration of the simulation is 1000 hr. As a result, the spatial distributions of metal oxides concentrations, areas of enhanced erosive activity, as well as mass of oxides deposited in the filter and the amount of oxygen entering the circuit have been obtained. The surface distribution of the oxide film thickness on the test facility surfaces contacting the coolant has also been calculated.

Accounting for thermocouples and the manufacturing technology made it possible to improve the accuracy of calculating the thermohydraulic characteristics of the coolant flow compared to earlier studies.

КОМПЬЮТЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РЕАКТОРА ИГР

Иркимбеков Р.А., Сураев А.С., Жанболатов О.М., Витюк В.А.
(Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан)

Методы компьютерного моделирования являются мощной поддержкой на всех этапах проектирования и эксплуатации ядерных реакторов. Доступность высокопроизводительного вычислительного оборудования позволила во многом усовершенствовать эти методики и повысить их достоверность. Такое положение вещей не могло пройти мимо одного из уникальных реакторов ИГР.

Резкий рост интереса к компьютерному моделированию реактора ИГР пришелся на конец девяностых – начало двухтысячных годов. Тогда впервые были проведены масштабные расчетно-экспериментальные исследования с использованием трехмерных моделей реактора. Выводы тех исследований во многом остаются актуальными и в наше время.

Модель реактора ИГР уточнялась по мере исследования влияния различных геометрических и материальных параметров активной зоны. Качество модели было доведено до уровня, когда любые результаты экспериментальных исследований на физических уровнях мощности (без реализации значимого уровня энерговыделения и существенного разогрева активной зоны реактора) могли быть предсказаны с хорошей точностью.

Однако говорить о совершенстве модели реактора ИГР при симуляции горячего состояния с реализацией значимого уровня энерговыделения все еще не приходится. В частности, возникает вопрос о достоверности моделирования температурного поля реактора. Этот вопрос связан с данными о теплофизических характеристиках графита, с возможностью учета переноса тепла по активной зоне и с расчетом пространственно-временного распределения мощности по графитовой кладке ИГР. Последнее стало следствием пересмотра принятого положения об измерении мощности реактора ионизационными камерами.

В данной работе представлен набор инструментов моделирования реактора ИГР, на который возлагаются надежды закрыть пробел с моделированием горячего состояния. Этот набор включает в себя две трехмерные модели реактора ИГР для нейтронно-физических и термодинамических расчетов и программа для двухстороннего обмена данными между моделями.

На примере пуска в режиме импульс показаны результаты моделирования реактора. Проведены исследования динамики облучения экспериментальных образцов. Проведена валидация моделей по множеству независимых параметров, позволяющая констатировать существенный прогресс в исследованиях горячей активной зоны реактора ИГР.

Работа профинансирована Комитетом науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (грант № AP09058353 «Разработка инструментария для моделирования динамики нейтронного поля импульсного исследовательского ядерного реактора»).

IGR REACTOR COMPUTER MODELING

Irkimbekov, R.A.; Surayev, A.S.; Zhanbolatov, O.M.; Vityuk, V.A.
(IAE Branch RSE NNC RK, Kazakhstan , Kurchatov, Kazakhstan)

Computer modeling methods are a powerful support at all stages of the design and operation of nuclear reactors. The availability of the high-performance computing equipment has made it possible to improve these methods in many ways and increase their reliability. Such the way things are one could not pass by one of the unique IGR reactors.

A fast growth of the interest in the computer modeling of the IGR reactor occurred in the late nineties – early noughties. At that time, large-scale computational and experimental studies were

carried out using the three-dimensional models of the reactor for the first time. The conclusions of those studies, in many ways, remain relevant now.

The model of the IGR reactor was refined while the impact of various geometric and material parameters of the core was studied. The model quality was brought to a level when any results of the experimental studies at physical power levels (without realizing a significant level of energy release and significant heating of the reactor core) could be predicted with good accuracy.

However, it is still cannot be talked about the perfection of the IGR reactor model when simulating a hot state with the implementation of a significant level of the energy release. In particular, the question arises about the reliability of modeling the reactor temperature field. This issue is related to the data on the graphite thermal physical characteristics, with the possibility of taking into account the heat transfer through the core and with the calculation of the spatiotemporal power distribution over the IGR graphite masonry. The latter was the result of a revision of the adopted aspects about the reactor power measuring by the ionization chambers.

This paper presents a set of the modeling tools for the IGR reactor, which is greatly expected to close the gap with the hot state modeling. This set includes two three-dimensional models of the IGR reactor for the neutron physics and thermodynamic calculations and a software for the two-way data exchange between the models.

The results of the reactor modeling are shown on the example of a start-up in the impulse mode. The studies of the dynamics of the irradiation of experimental samples have been carried out. The validation of the models for a variety of independent parameters has been carried out, which allows establishing a significant progress in the studying the IGR reactor hot core.

This research is funded by the Science Committee of the Ministry of Education and Science of the Republic of Kazakhstan (Grant No. AP09058353 “Design of tools to simulate dynamic neutron field of Nuclear Research Pulse Reactor”).

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ШЕЛЬФ-М

Калугина К.М., Кривошеин И.Н. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В основе проектирования реакторной установки ШЕЛЬФ-М лежит расчетное обоснование принятых конструкторских решений, в том числе проведение нейтронно-физических исследований.

Расчеты нейтронно-физических характеристик активной зоны реакторной установки ШЕЛЬФ-М проведены по ПК MCU-NR с библиотекой нейтронных сечений MDBNR61. Для расчетов, в соответствии с согласованными исходными данными, сформирована трехмерная полномасштабная модель реактора с канальной активной зоной, с детальным описанием конструкции и материального состава всех элементов активной зоны. Окружающие активную зону внутрикорпусные конструкции реактора заданы в модели гетерогенно.

По результатам расчетов сформирована начальная загрузка активной зоны. Определены обогащение топлива в ТВС, а также параметры выгорающих поглотителей в ТВС, обеспечивающие компенсацию значительной части начального запаса реактивности и профилирование радиального и аксиального распределения энерговыделения в активной зоне.

Выбраны две независимых системы остановки. Система, выполняющая функцию аварийной защиты, имеет 18 рабочих органов, объединенных в шесть групп. Вторая система остановки реактора, выполняющая также функцию управления мощностью и реактивностью, имеет девять групп рабочих органов, объединенных в три независимых зоны.

Произведено расчетное моделирование кампании реактора с поддержанием критичности путем перемещения органов СУЗ с сохранением формы радиального поля энерговыделения, с учетом выгорания топлива и поглотителей. Максимальное накопление осколков деления в топливном сердечнике не превышает 1,09 г/см^3. Нейтронно-физические характеристики реактора обеспечивают номинальный уровень мощности и достижение кампании 80000 эф. ч.

Реактор имеет отрицательные значения коэффициентов реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя. в случае наложения отказов на срабатывание наиболее эффективной компенсирующей группы достигается глубокое подкритическое состояние.

NEUTRONIC CALCULATION OF THE SHELF-M REACTOR CORE

Kalugina, K.M.; Krivoshein, I.N. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The design of the SHELF-M reactor facility is based on the calculation justification of the design solutions adopted, including the conduction of neutronic studies.

The calculations of neutronic characteristics of the SHELF-M core were carried out using to the MCU-NR code with the MDBNR6l neutron cross section library. For the calculations, a three-dimensional full-scale model of the reactor with the pressure tube-type core was generated in accordance with the agreed initial data, with a detailed description of the design and material composition of all core components. In the model, reactor internals surrounding the core were specified heterogeneously.

Based on the calculation results, initial loading of the core was defined. Fuel enrichment in FAs, as well as the parameters of burnable absorbers in FAs compensating a significant part of the initial reactivity margin, and profiling of the core radial and axial power distribution were determined.

Two independent shutdown systems were selected. The system performing the emergency protection function has 18 control members combined into six groups. The second reactor shutdown system, which also performs the function of power and reactivity control, has nine groups of control members combined into three independent zones.

The computational simulation of the reactor campaign was carried out with criticality maintenance by moving the CPS members while preserving the shape of the radial power density field taking into account the burnup of the fuel and the absorbers. Maximum accumulation of fission fragments in the fuel kernel did not exceed 1.09 g/cm^3. The neutronic characteristics of the reactor provided a rated power level and achievement of a 80000 eff. h campaign.

The reactor had negative values of reactivity coefficients for the temperatures of the fuel and the coolant. In the event of failures superimposing on the actuation of the most efficient shim rod group, a deep subcritical state was achieved.

НЕСТАНДАРТНЫЕ ПОДХОДЫ К КОНЕЧНО-ЭЛЕМЕНТНОМУ МОДЕЛИРОВАНИЮ ТВС ЯЭУ

Чалый А.А., Столотнюк С.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Сорокин Ф.Д. (МГТУ им. Н.Э. Баумана (НИУ), Москва, Россия)

Численное моделирование тепловыделяющих сборок (ТВС) является актуальной задачей с позиции оценки ее прочности и динамических характеристик.

Для апробации конструкции ТВС проводится серия экспериментов и предшествующие им расчетные исследования ТВС.

В целом конструкция ТВС состоит из каркаса и пучка тепловыделяющих элементов (твэлов). Твэлы установлены в каркас жесткости, который может состоять:

- из дистанционирующих решеток, закрепленных на направляющих трубах каркаса, соединяющихся с головкой и хвостовиком ТВС при помощи резьбовых соединений;
- чехла с решеткой в виде пластин, установленных сверху и внизу пучка. Чехол в свою очередь посредством других составных элементов (трубы, переходников, втулок) соединен с головкой и хвостовиком ТВС при помощи резьбовых соединений.

Сложность моделирования ТВС ядерных реакторов в целом заключается в корректном описании контактных взаимодействий внутренних элементов сборной конструкций, в частности, количество контактных пар твэл–дистанционирующая решетка и твэл–твэл могут достигать до 1500 и 1000 контактных пар соответственно. При этом для каждого конструкционного исполнения ТВС необходим свой подход по моделированию контактной пары, сохраняющий физичность модели в целом с возможностью повышения ее точности на базе экспериментальных данных, а также повышающий качественный уровень расчетных методов оценки динамических характеристик ТВС.

В рамках настоящего доклада представляются подходы по описанию данных контактов для их последующей интеграции в расчетную модель.

NON-STANDARD APPROACHES TO FINITE ELEMENT SIMULATION OF NPF FAs

Chalyi, A.A.; Stolotnyuk, S.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia);
Sorokin, F.D. (Bauman MSTU (NRU), Moscow, Russia)

Numerical simulation of fuel assemblies (FAs) is a vital task from the standpoint of assessing their strength and dynamic characteristics.

To evaluate an FA design, a series of experiments and preceding calculation studies of FAs are carried out.

In general, the FA design consists of a frame and a bundle of fuel elements. The fuel elements are installed in a rigid frame, which may consist of:

- spacer grids fixed on the guide tubes of the frame connected to FA's top and bottom nozzles using threaded connections,
- a can with a lattice in the form of plates installed at the top and bottom of the bundle. The can, in turn, is connected to the FA's top and bottom nozzles by means of other components (tubes, adapters, sleeves) using threaded connections.

In general, the complexity of simulating a nuclear reactor FA consists in the correct description of the contact interactions of the internal elements of the assembly, in particular, the number of "fuel element–spacer grid" and "fuel element-fuel element" contact pairs can reach up to 1500 and 1000, respectively. At the same time, each FA design requires an individual approach to contact pair simulation that preserves the physicality of the model as a whole with the possibility of improving its accuracy based on experimental data, as well as increasing the quality of computational methods for assessing dynamic characteristics of FAs.

This paper presents approaches for describing these contacts for their subsequent integration into the computational model.

ЧИСЛЕННОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СТЕНКИ НА ТЕЧЕНИЕ РТУТИ В ОДНОСТОРОННЕ ОБОГРЕВАЕМЫХ ТРУБАХ ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ПОПЕРЕЧНОГО МАГНИТНОГО ПОЛЯ

Макаров М.В., Яньков Г.Г., Артемов В.И. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

Современные проекты термоядерных реакторов (ITER, DEMO) предусматривают использование жидких металлов (ЖМ) в качестве теплоносителя и среды для получения изотопа ^{6}Li. Для многих концепций дизайна бланкетов реакторов характерны вертикальные каналы, в которых ЖМ движется в сильных тороидальных магнитных полях как вверх, так и вниз. Стремление сделать стенки канала электрически изолированными для многократного уменьшения гидросопротивления может привести к возникновению вследствие сильного влияния сил плавучести и поперечного магнитного поля к аномально высоким пульсациям температуры ЖМ и термонапряжениям в стенке, неприемлемым с позиций прочности. Впервые экспериментально подобные пульсации были получены в 2011 году для умеренных чисел Гартмана (Ha $\leq$ 500) и воспроизведены методом DNS в 2013. Позднее численным моделированием были получены аналогичные аномально высокие пульсации температуры ЖМ в каналах с электроизолированными стенками при Ha=5000, 10^4, близких к значениям, характерным для реакторов ITER и DEMO. Тем не менее до настоящего времени остается недостаточно изученным вопрос о влиянии теплофизических свойств и электропроводности стенок канала и возможных отложений (продуктов коррозии и др.) на их внутренних поверхностях на структуру течения, теплообмен и пульсации температуры ЖМ и стенок.

В докладе представлены результаты численного исследования течения ртути в односторонне обогреваемых круглых трубах при воздействии поперечного магнитного поля. Задача решалась в сопряженной со стенкой постановке с учетом тепловых и электрических свойств материала стенки трубы, включающего и моделирование тонкого слоя возможных загрязнений на ее внутренней поверхности. Расчеты проводились с помощью авторского CFD кода ANES.

Анализировались течение в горизонтальной (обогреваемой снизу) и опускное течение в вертикальной (обогреваемой сбоку) трубах. Значения чисел Рейнольдса, Грасгофа, Прандтля и Гартмана, принимались равными Re=10^4, $12\cdot10^3$, Gr_q=$4{,}4\cdot10^7$, $6\cdot10^7$, Pr=0,025, Ha=0 - 500. Силы плавучести моделировались в приближении Буссинеска. Для вычисления плотности электрического тока и электромагнитной силы решалось уравнение Пуассона для электрического потенциала. в качестве вихреразрешающего метода применялся метод LES (large eddy simulation) в сочетании с когерентной моделью H. Kobayashi для вычисления подсеточной вязкости.

В результате численных исследований установлено, что при режимных параметрах экспериментальных работ аномально высокие пульсации температуры возникают только при высоких электрических сопротивлениях слоя загрязнений. В наибольшей степени экспериментальным данным соответствуют результаты расчетов, полученные с учетом теплофизических свойств реальной стенки трубы и наличия высокого электрического сопротивления пленки отложений на ее внутренней поверхности. Выполненные расчеты для случая чистой стальной стенки, обладающей высокой электрической проводимостью, не выявили возникновение аномальных пульсаций температуры как в вертикальной, так и горизонтальной трубах. Обсуждаются причины впервые полученных закономерностей.

Расчеты проведены с использованием суперкомпьютера Fisher ОИВТ РАН. Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования РФ в рамках Государственного задания № FSWF-2023-0017 (Соглашение № 075-03-2023-383 от 18 января 2023 г.) в сфере научной деятельности на 2023–25 гг.

NUMERICAL INVESTIGATION OF THE INFLUENCE OF THE WALL PHYSICAL PROPERTIES ON THE MERCURY FLOW IN ONE-SIDE HEATED PIPES UNDER A TRANSVERSE MAGNETIC FIELD

Makarov, M.V.; Yankov, G.G.; Artemov, V.I. (NRU "MPEI", Moscow, Russia)

Modern designs of thermonuclear reactors (ITER, DEMO) involve the use of liquid metals as a coolant and medium for producing the ^{6}Li isotope. Many reactor blanket design concepts feature vertical channels in which the liquid metals flows both upward and downward in strong toroidal magnetic fields. The desire to make the channel walls electrically insulated in order to significantly reduce hydraulic resistance can lead, due to the strong influence of buoyancy forces and transverse magnetic field, to abnormally high fluctuations of the fluid and the wall temperatures and thermal stresses in the wall, which are unacceptable from the point of view of strength. For the first time, such fluctuations were experimentally obtained in 2011 for moderate Hartmann numbers ($Ha \leq 500$) and reproduced by the DNS method in 2013. Later, similar anomalously high fluctuations of liquid metal temperature in channels with electrically insulated walls were obtained by numerical modelling at $Ha = 5000, 10^4$, close to the typical values for the ITER and DEMO reactors. However, to date, the issue of the influence of the thermophysical properties and electrical conductivity of the channel walls and possible fouling layer (corrosion products, etc.) on their internal surfaces on the flow structure, heat transfer, and temperature fluctuations of the fluid and walls has not been adequately studied.

This thesis presents the results of a numerical study of the flow of mercury in one-sided heated round pipes under the influence of a transverse magnetic field. The problem was solved in a conjugate statement taking into account the thermal and electrical properties of the pipe wall material, including the modelling of a thin layer of possible fouling on its inner surface. The calculations were carried out using in-house CFD code ANES.

The flow in horizontal (heated from below) and downward flow in vertical (heated from the one-side) pipes were analyzed. The values of the Reynolds, Grashof, Prandtl, and Hartmann numbers were taken equal to $Re = 10^4, 12\cdot10^3$, $Gr_q = 4.4\cdot10^7, 6\cdot10^7$, $Pr = 0.025$, $Ha = 0\text{-}500$. Buoyancy forces were simulated in Boussinesq's approach. To calculate the electric current density and electromagnetic force, the Poisson equation for the electric potential was solved. As an eddy-resolving method, the LES method (Large Eddy Simulation) is used in combination with the H. Kobayashi's coherent model for subgrid viscosity calculation.

As a result of numerical studies, it was established that, under the regime parameters of experimental work, anomalously high temperature fluctuations occur only at high electrical resistances of the fouling layer. The results of calculations obtained taking into account the thermophysical properties of the real pipe wall and the presence of a high electrical resistance of the fouling layer on its inner surface correspond to experimental data to the greatest extent. The calculations for the case of a clean steel wall with high electrical conductivity did not reveal the occurrence of anomalous temperature fluctuations in both vertical and horizontal pipes. The reasons for the first obtained regularities are discussed.

The calculations were carried out using the Fisher supercomputer of the JIHT RAS. The work was financially supported by the Ministry of Science and Higher Education of the Russian Federation within the framework of State Assignment No. FSWF-2023-0017 (Agreement No. 075-03-2023-383 dated January 18, 2023) in the field of scientific activity for 2023–25.

РАЗРАБОТКА И ПРИМЕНЕНИЕ МОДЕЛИ ВОЗДУШНОГО ТЕПЛООБМЕННИКА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МБИР ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Антипин Е.С., Платонов И.В., Ларионов И.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Воздушный теплообменник является теплообменным аппаратом, передающим тепло остаточного тепловыделения к конечному потребителю – воздуху. Разработанная модель учитывает изменение теплофизических свойств воздуха в зависимости от температуры, а также изменение расхода воздуха через теплообменник в зависимости от температуры и положения входного шибера.

Перечисленные выше изменения позволяют гораздо точнее моделировать теплообмен между натрием и воздухом, чем модель теплообменника с заданными граничными условиями, используемая ранее.

Воздушный теплообменник представляет собой двуполостный теплообменный аппарат поверхностного типа с перекрестным движением сред, в которых осуществляется теплообмен между натрием контура САОТ, движущимся сверху вниз в трубках, и воздухом, движущимся снизу вверх в межтрубном пространстве.

Для расчета температур используется система уравнений теплового баланса между натрием и воздухом ВТО. Теплообменник разбит на определенное количество участков по высоте, на каждом из которых определяются температуры теплоносителей.

Граничными условиями являются известные температуры натрия и воздуха на входе в теплообменник. в ходе расчета теплофизические свойства воздуха уточняются на каждом из высотных участков теплообменника с помощью интерполяции таблиц теплофизических свойств.

Разработанная модель уточняет движущий напор (ΔP) на каждом шаге по времени, так как ΔP имеет прямую зависимость от температуры (в расчетную формулу входит плотность воздуха в нагретой части теплообменника), поэтому движущий напор будет меняться в зависимости от нагрева воздуха вокруг трубок теплообменника.

На каждой итерации, как по времени, так и при переходе между рядами трубок, происходитуточнение теплофизических свойств воздуха, уточнение коэффициента теплопередачи между трубками теплообменника и воздухом, а также определяется расход воздуха в текущей точке. Итерации останавливаются, когда будет достигнута заданная точность.

Для демонстрации работоспособности модели приведены результаты расчета режима останова ГЦН первого контура в одной из петель РУ. Исходя из результатов расчета показано, что новая модель адекватно моделирует отдачу тепла от натрия к воздуху и может быть использована для дальнейших расчетов.

DEVELOPMENT AND APPLICATION OF A MATHEMATICAL MODEL OF AN AIR HEAT EXCHANGER OF A NUCLEAR REACTOR INSTALLATION MBIR FOR JUSTIFICATION OF SAFE APPLICATION

Antipin, E.S.; Platonov, I.V.; Larionov, I.A. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

Air heat exchanger (AHE) is a heat exchange unit that transfers the decay heat during a disruption of heat removal circuits to outside air. The previous model included in the PRISET-MBIR program complex is based on a model of a heat exchanger with given boundary conditions – temperature and airflow. Boundary conditions are set in tables and could change over time according

to the given scenario. To improve the accuracy of the calculation, it is necessary to take into account the variability of the thermophysical properties of air, as well as changes in the airflow.

AHE is a two-sided surface-type heat exchanger with cross-flow movement of media, where the heat exchange between the sodium from the second circuit moving from top to bottom in the heat exchanging tubes and the air moving from bottom to top in the inner-tube space takes place.

A heat balance equation system between sodium and air is used to calculate temperatures. The heat exchanger is divided into a certain number of sections by height, where the temperature of the medium is determined.

The boundary conditions are the temperature of sodium and air at the inlet. The thermophysical properties of air are refined at each of the height sections using the interpolation of the given tabular values.

The calculation scheme updates the driving pressure at each time step since ΔP has a direct dependence on temperature, thus the driving pressure will change depending on the temperature of air inside the heat exchanger.

At each iteration, both in time and during transition between rows of tubes, the thermophysical properties of the media are refined, the heat transfer coefficient is determined and the air flow rate at the current point is calculated.

To verify the model, the results of the calculation of the shutdown mode of the main circulation pump in one of the loops are presented. Based on the above mentioned results, we can safely assume that the new model adequately simulates the heat transfer from sodium to air and can be used for further calculations.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА КИПЕНИЯ ЩЕЛОЧНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ

Сорокин А.П., Денисова Н.А., Кузина Ю.А. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия), Сорокин Г.А. (НИУ МФТИ, Москва, Россия)

Кипению щелочных металлов уделяется большое внимание. Изучаются теплоотдача, режимы течения, гидравлическое сопротивление, кризис теплоотдачи, начальный перегрев, механизмы процесса кипения, его устойчивость. Решение задачи охлаждения твэлов в ТВС активной зоны в реакторах на быстрых нейтронах в аварийных режимах, связанных с отключением циркуляционных насосов при срабатывании аварийной защиты (ULOF), приводит к изучению проблемы охлаждения твэлов при пониженных расходах теплоносителя или даже опрокидывании циркуляции в ТВС. Имеются лишь ограниченные данные по кипению натрия в пучках для режимов с малыми скоростями теплоносителя или естественной конвекции.

В докладе представлены результаты серии экспериментов по теплообмену и устойчивости циркуляции при кипении натрий-калиевого сплава на моделях одиночных ТВС и в системе параллельных ТВС при естественной циркуляции, проведенных в ГНЦ РФ – ФЭИ. Показано, что процесс кипения щелочных металлов в ТВС формируется под воздействием различных факторов, имеет сложную структуру, характеризуется как устойчивыми, так и пульсационными режимами со значительными колебаниями технологических параметров (расхода, давления, температуры), которые могут продолжаться в течение десятков секунд и обусловливать

кризис теплообмена. Гидродинамическое взаимодействие контуров с течением времени приводит к значительному увеличению амплитуды колебаний расхода теплоносителя в них («резонанс» пульсаций расхода) и возможному «запиранию» или инверсии расхода теплоносителя, росту температуры теплоносителя и оболочки твэлов (эффект межканальной неустойчивости) и возникновению кризиса теплообмена. Сравниваются данные расчетных и экспериментальных исследований кипения щелочного металла в моделях ТВС.

Демонстрируется впервые экспериментально обнаруженное авторами влияние шероховатости поверхности твэлов на теплообмен и режимы течения при кипения щелочных металлов в пучках. Также представлены результаты экспериментальных исследований теплообмена при кипении натрия в модели ТВС с расположенной над активной зоной реактора «натриевой полостью» в режимах с естественной и вынужденной конвекцией. Впервые экспериментально показано, что для нового конструктивного решения, заключающегося в расположении в ТВС «натриевой полости» между активной зоной реактора и верхним торцевым экраном, предназначенной для компенсации положительного натриевого пустотного эффекта реактивности в аварийных ситуациях с кипением натрия, существует возможность обеспечить продолжительное охлаждение натрием имитаторов твэлов в ТВС. Представлены результаты обобщения данных по теплоотдаче при кипении жидких металлов в пучках и картограмме режимов двухфазного потока при кипении щелочных металлов в пучках, существенно отличающейся от картограммы для воды. Границы перехода от пузырькового к снарядному, дисперсно-кольцевому и дисперсному режимам течения двухфазного потока щелочных металлов в пучках аппроксимируются зависимостями. Обсуждаются задачи дальнейших исследований кипения щелочных металлов.

HEAT EXCHANGE AND CIRCULATION STABILITY DURING LIQUID METAL BOILING IN EMERGENCY PROCESSES IN FUEL ASSEMBLIES OF THE CORE FAST REACTORS: EXPERIMENTAL AND COMPUTATIONAL STUDIES

Sorokin, A.P.; Ivanov, Eu.F.; Kuzina, Ju.A. (IPPE JSC, Obninsk, Russia);
Sorokin, G.A. (MIPT, Moscow, Russia)

Boiling of alkali metals over the past decades has been given great attention. Heat transfer, flow regimes, hydraulic resistance, heat transfer crisis, initial overheating, mechanisms of the boiling process, and its stability are studied. The research results show that, compared with boiling water, the process of boiling liquid metals has significant features. The solution to the problem of cooling fuel rods in fuel assemblies of a core in fast reactors in emergency conditions associated with the shutdown of circulation pumps when emergency protection (ULOF) is triggered leads to the study of the problem of cooling fuel rods at reduced coolant flow rates or even capsizing the circulation in fuel assemblies. There is only limited data on the boiling of sodium in beams for regimes with low coolant velocities or natural convection.

The report presents the results of a series of experiments on heat transfer and stability of circulation during boiling of a sodium-potassium alloy on models of single fuel assemblies and in a system of parallel fuel assemblies with natural circulation conducted at the SSC RF – IPPE. It is shown that the process of boiling of liquid metals in fuel assemblies is formed under the influence of various factors, has a complex structure, is characterized by both stable and pulsating regimes with significant fluctuations in technological parameters (flow rate, pressure, temperature), which can last for decades seconds and cause a heat transfer crisis. The hydrodynamic interaction of the circuits over time leads to a significant increase in the amplitude of fluctuations in the flow rate of the coolant in them (“resonance” of flow pulsations) and the possible “blocking” or inversion of flow

rate of the coolant, an increase in the temperature of the coolant and cladding of the fuel elements (the effect of interchannel instability) and the occurrence heat transfer crisis.

For the first time it has been experimentally shown that for a new design solution, consisting in the location in the fuel assembly of a “sodium cavity” between the reactor core and the upper end shield, designed to compensate for the positive sodium void reactivity effect in emergency situations with sodium boiling, it is possible to provide a long Sodium cooling of fuel element simulators in fuel assemblies. The results of the generalization of data on heat transfer during boiling of liquid metals in bundls and a cartogram of two-phase flow regimes during boiling of liquid metals in bundls, which differs significantly from the cartogram for water are presented. The boundaries of the transition from the bubble to the slug, disperse-ring and dispersed flow regimes of a two-phase flow of liquid metal in bundls are approximated by simple dependencies. The problems of further studies of the boiling of liquid metals are discussed.

ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКАЯ СИСТЕМА ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ АНАЛИЗА РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Наурызбаев Р.Ж., Сысалетин А.В., Вурим А.Д., Бакланова Ю.Ю., Ермаков В.А., Исламов Р.С., Бакланов В.В. (Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан)

Создана информационно-аналитическая система (ИАС), чтобы обеспечить безопасное хранение, систематизацию и многовариантную обработку результатов многочисленных экспериментов, связанных с моделированием процессов в водоохлаждаемом ядерном реакторе в случае развития серьезной аварии с плавлением активной зоны. Данная система базируется на платформе Microsoft SQL Server и использует программное обеспечение, разработанное с помощью среды Microsoft Visual Studio ASP.NET Core Blazor, обеспечивая надежное хранение и анализ данных.

ИАС дает возможность архивировать разнообразные типы данных, включая текстовые документы, фотографии, числовые значения и графические элементы. Этот перечень может быть расширен согласно специфическим потребностям. Система предоставляет инструменты для обработки экспериментальной информации через разнообразные методы: графические, расчетные, статистические и др. Для этой цели в системе реализован оригинальный алгоритм сравнения и анализа данных, который реализован на одном из языков программирования. Информация о конкретных экспериментах может быть объединена в единый документ – Протокол.

Архитектура ИАС представляет собой веб-приложение, в которое имеется встроенный визуальный редактор HTML для создания и редактирования содержимого. Этот редактор обеспечивает широкие возможности для форматирования текста, создания таблиц, вставки изображений и мультимедийных элементов, а также другие функции, упрощающие процесс редактирования результатов экспериментов, теплофизических расчетов и визуальной информации.

Чтобы обеспечить полноту представленной в ИАС информации о динамике различных процессов, например о состоянии конструкционных материалов экспериментальной сборки в условиях высокотемпературного воздействия, функциональность ИАС дает возможность работать с полученными в процессе испытаний медийными материалами. ИАС позволяет вставлять изображения и видео в соответствующих разделах базы данных. Исследователи, имеющие результаты эксперимента, могут загружать изображения с локального компью-

тера или указывать URL-адрес изображения, которое будет загружено из сети Интернет в случае доступности ИАС в публичной сети. Кроме того, можно внедрять видео, размещенное на различных видеохостингах, таких как YouTube или Vimeo.

Чтобы расширить возможности редактирования информации, в ИАС предусмотрена функция поддержки внешних плагинов. Это позволяет расширять функциональность встроенного редактора ИАС путем интеграции плагинов. Администратор ИАС и пользователи с соответствующими привилегиями имеют возможность выбирать и добавлять необходимые плагины из сети Интернет для добавления новых функций или настройки редактора согласно своим потребностям.

Работа выполнена в рамках Договора на грантовое финансирования с МОН РК по теме проекта AP09260704 «Информационно-аналитическая система данных, полученных при экспериментальном моделировании процессов тяжелой аварии на ядерном реакторе».

INFORMATION AND ANALYTICAL SYSTEM FOR OPTIMIZING THE ANALYSIS OF THE RESULTS OF EXPERIMENTS IN THE FIELD OF NUCLEAR POWER

Nauryzbayev, R.Zh.; Syssaletin, A.V.; Vurim, A.D.; Baklanova, Yu.Yu.; Yermakov, V.A.; Islamov, R.S.; Baklanov, V.V.
(IAE Branch RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan)

An Information and Analytical System (IAS) has been created to ensure safe storage, systematization and multiversion processing of the results of numerous experiments related to modeling processes in a water-cooled nuclear reactor in the event of a severe accident with core melting. This system is based on the Microsoft SQL Server platform and uses software developed using the Microsoft Visual Studio ASP.NET Core Blazor environment, providing reliable data storage and analysis.

IAS provides the ability to archive a variety of data types, including text documents, photographs, numerical values, and graphic elements. This list can be expanded according to specific needs. The system provides tools for processing experimental information through a variety of methods, such as graphical, computational, statistical and other approaches. For this purpose, the system implements an original algorithm for comparing and analyzing data, which is implemented in one of the programming languages. Information about specific experiments can be combined into a single document – Protocol.

The IAS architecture is a web application that has a built-in visual HTML editor for creating and editing content. This editor provides extensive options for text formatting, creating tables, inserting images and multimedia elements, as well as other functions that simplify the process of editing experimental results, thermophysical calculations and visual information.

To ensure the completeness of information presented in the IAS on the dynamics of various processes, for example, on the state of the structural materials of the experimental assembly under high-temperature conditions, the functionality of the IAS makes it possible to work with media materials obtained during the testing. The IAS allows to insert images and videos in the relevant sections of the database. Researchers who have the results of the experiment can upload images from a local computer or specify the URL of an image that will be downloaded from the Internet if the IAS is available to the public network. In addition, it is possible to embed videos hosted on various video hosting sites such as YouTube or Vimeo.

To expand the possibilities of editing information, the IAS provides a function to support external plug-ins. This allows to expand the functionality of the built-in IAS editor by integrating plugins. The IAS administrator and users with the appropriate privileges have the ability to select and add

the necessary plug-ins from the Internet to add new features or customize the editor according to their needs.

The work was implemented under the Grant Financing Agreement with the Ministry of Education and Science of the Republic of Kazakhstan on the Project topic AP09260704 “Information and analytical system of data obtained during experimental modeling of severe accident at a nuclear reactor”.

ДИАГНОСТИКА ПРОЦЕССОВ ГИДРОУПРУГОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПОТОКА СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И ТВЕРДОГО ДЕФОРМИРУЕМОГО ТЕЛА

Сизарев В.Д., Смирнов А.В., Тимофеев С.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Доклад посвящен описанию возможности косвенной оценки вибрационного состояния ТВС ядерных реакторов, аксиально омываемых свинцовым теплоносителем. Такой методический подход обусловлен отсутствием надежных средств измерения параметров вибраций конструкций активной зоны в высокотемпературной среде, температура которой достигает 550 °С. Методика основана на показаниях датчиков пульсаций давления, в отличие от датчиков вибраций, имеющихся на рынке для таких сред, сигналы которых пропорциональны и связаны с вибрациями ТВС. Предложена модель взаимодействия потока теплоносителя и упругого деформируемого тела. Приведено дифференциальное уравнение движения ТВС, возбуждаемое аксиальным потоком теплоносителя. Решение данного уравнения позволяет установить связь спектральной плотности переменной составляющей давления и скорости потока теплоносителя и среднего квадрата виброускорений ТВС, что позволяет считать возможным вести в процессе эксплуатации ядерного реактора контроль за вибрационным состоянием ТВС по показаниям датчиков пульсаций давления.

DIAGNOSTICS OF THE PROCESSES OF HYDROELASTIC INTERACTION OF A LEAD COOLANT FLOW AND A SOLID DEFORMABLE BODY

Sizarev, V.D.; Smirnov, A.V.; Timofeev S.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

The paper is devoted to the description of the possibility of indirect assessment of the vibration behavior of nuclear reactor fuel assemblies (FAs) flowed-over axially by a lead coolant. This methodological approach is stemming from the lack of reliable means for measuring the vibration parameters of core structures in a high-temperature environment, the temperature of which reaches 550 °C. The technique is based on the readings of pressure pulsation sensors, in contrast to the vibration sensors available on the market for such media, the signals of which are proportional and related to FA vibrations. A model of interaction between the coolant flow and an elastic deformable body is proposed. A differential equation is given for the movement of FAs stimulated by an axial coolant flow. The solution of this equation makes it possible to establish the relationship between the spectral density of the variable pressure component and the coolant flow and the mean-square value of FA vibration accelerations, which allows us to consider monitoring of the FA vibration behavior during the operation of a nuclear reactor based on the readings of pressure pulsation sensors possible.

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА КОЭФФИЦИЕНТА АКТИВНОСТИ МОНООКСИДА ЖЕЛЕЗА В ЖИДКОМ СВИНЦЕ

Осипов А.А. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

В настоящее время термодинамические модели расплавов тяжелых металлов при не слишком высоких температурах (до 1000 К) базируются на представлениях о линейной взаимосвязи активностей и концентраций примесей $a_i = y_i C_i$. Что в некоторых частных случаях оправдано, однако в общем случае требует экспериментального обоснования. При этом актуальным является вопрос о численных значениях коэффициентов активностей металлических примесей y_{Me_i} и их связанных форм с кислородом y_{Me_iO}. Эти данные необходимы для практических расчетов массопереноса в линейно неравновесной системе посредством учета локально равновесных соотношений вида

$$K_i = \frac{a_{Me_iO}}{a_{Me_i} a_O}$$

и оценки термодинамической устойчивости оксидов

$$K_{Me_iO} a^n_{Me_i} a^m_O = 1$$

Поэтому получение численных значений коэффициентов активностей примесей, в частности железа и его связанной формы с кислородом, является принципиально важным вопросом в правильном описании термодинамического состояния теплоносителя и массопереноса в линейно неравновесной системе. в настоящей работе рассматривается расчетный метод оценки коэффициента активности монооксида железа FeO и его влияние на термодинамическую устойчивость оксидов железа в жидком свинце.

CALCULATED ESTIMATE OF THE IRON MONOXIDE ACTIVITY COEFFICIENT IN LIQUID LEAD

Osipov, A.A. (IPPE JSC, Obninsk, Russia)

At present, thermodynamic models of heavy metal melts at not very high temperatures (up to 1000 K) are based on the concept of a linear relationship between activities and impurity concentrations $a_i = y_i C_i$. This is justified in some particular cases, but in the general case it requires experimental justification. At the same time, the issue of the numerical values of the activity coefficients of metal impurities y_{Me_i} and their oxygen bound forms y_{Me_iO} is topical. These data are required for practical calculations of mass transfer in a linear non-equilibrium system by way of accounting locally equilibrium ratios in the form of

$$K_i = \frac{a_{Me_iO}}{a_{Me_i} a_O}$$

and estimation of thermodynamic stability of oxides

$$K_{Me_iO} a^n_{Me_i} a^m_O = 1$$

Therefore, obtaining numerical values of the impurity activity coefficients, in particular for iron and its oxygen bound form, is a critical issue in the proper description of the thermodynamic state of the coolant and mass transfer in a linear non-equilibrium system. This paper presents a calculation method for estimation of the iron monoxide (FeO) activity coefficient and its effect on the thermodynamic stability of iron oxides in liquid lead.

МОДЕЛИРОВАНИЕ КАМПАНИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ НА ВЕСЬ СРОК ЭКСПЛУАТАЦИИ

Баловнев А.В., Жирнов А.П., Давыдов В.К., Рождественский И.М., Калугина К.М., Моисеев А.В., Солдатов Е.О., Юферева В.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Разработка быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем неразрывно связана с моделированием замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). Концепция ЗЯТЦ предусматривает полное воспроизводство делящихся нуклидов в активной зоне (КВА~1) без бланкета, эффективное использование урана за счет конверсии в спектре быстрого реактора ^{238}U в ^{239}Pu, возможность трансмутации нарабатываемых минорных актинидов при рециклировании. в данной работе рассмотрена работа реакторов как на начальном этапе эксплуатации, так и в установившемся режиме при замыкании ядерного топливного цикла.

Представлены основные методики, реализованные для моделирования физических процессов быстрого реактора при эксплуатации в режиме ЗЯТЦ. Расчет кампании быстрого реактора со свинцовым теплоносителем малой и большой мощности проведен по двум аттестованным кодам FACT-BR и MCU-BR.

При моделировании топливного цикла быстрого реактора со свинцовым теплоносителем выгрузка топлива осуществляется по достижению максимального выгорания. в программном комплексе FACT-BR реализован модуль восстановления потвэльного энерговыделения для оценки максимального выгорания.

Для быстрого реактора со свинцовым теплоносителем максимальная температура оболочки твэла является одним из важнейших параметров, определяющих безопасную эксплуатацию реактора. Поэтому расчет кампании включает в себя связанный нейтронно-физический и теплофизический расчет для оценки максимальной температуры оболочки и обеспечения стабильного распределения энерговыделения в активной зоне.

При перегрузке топлива выгоревшие ТВС выгружаются во внутриреакторное хранилище, далее отправляются на внереакторную выдержку и последующую переработку. в процессе переработки отработавшего топлива происходит отделение продуктов деления, в топливный цикл возвращаются изотопы урана, плутония и минорные актиниды, кроме кюрия. При фабрикации регенерированного топлива оно разбавляется отвальным ураном в заданной пропорции для получения требуемого обогащения топлива.

SIMULATION OF A LEAD-COOLED FAST REACTOR CAMPAIGN FOR THE ENTIRE SERVICE LIFE

Balovnev, A.V.; Zhirnov, A.P.; Davydov, V.K.; Rozhdestvensky, I.V.; Kalugina, K.M.; Moiseev, A.V.; Soldatov, Ye.O.; Yufereva V.A. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

The design of a lead-cooled reactor is inextricably connected with the closed fuel cycle simulation. The closed fuel cycle philosophy envisages complete breeding of fissionable nuclides in the reactor core (BRC~1) without a blanket, effective use of uranium due to ^{238}U to ^{239}Pu conversion in the fast reactor spectrum, and possibility of minor actinide transmutation during the recycling process. The paper addresses operation of the reactors both at the initial stage and in the steady-state mode when closing the nuclear fuel cycle.

The paper presents the main methods used for simulating physical processes in a fast reactor when operating in a closed fuel cycle mode. Lead-cooled fast reactor campaigns for small and high-power reactors have been calculated using the certified FACT-BR and MCU-BR codes.

When simulating the fuel cycle of a lead-cooled fast reactor, the fuel is discharged as soon as maximum burnup is achieved. FACT-BR software has a module for a pin-to-pin power density recovery in order to assess maximum burnup.

Maximum fuel cladding temperature is one of the most significant parameters in a lead-cooled fast reactor, which determines its safe operation. Therefore, the campaign design includes coupled neutronics and thermophysical analysis to assess the maximum cladding temperature and ensure stable power distribution in the reactor core.

Spent fuel assemblies are discharged to the in-vessel storage during the reloading of fuel and then are transported for an out-of-pile holding and further recycling. In the course of spent fuel recycling, the fission products are separated, and U and Pu isotopes as well as minor actinides except for curium are returned to the fuel cycle. When recovering fuel, it is down-blended with waste uranium in the specified proportion in order to obtain the required fuel enrichment.

ПОДХОДЫ К ТЕПЛОФИЗИЧЕСКОМУ ОБОСНОВАНИЮ ПРИМЕНИМОСТИ ТОЛЕРАНТНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ АЭС

Молотова И.А., Молотов И.М. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия;
ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия),Ягов В.В. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

После аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи» (2011 г.) по всему миру были начаты научные исследования, направленные на исключение возможности или смягчения пароциркониевой реакции. Одно из направлений таких исследований связано с созданием новых материалов, использующихся для изготовления топливной матрицы и оболочек топливных элементов (твэлов). Такое устойчивое к авариям топливо получило название «толерантное топливо» (в зарубежной литературе – Accident Tolerant Fuel). Разработки в рамках концепции толерантного топлива ведутся как по замене самого топлива, так и по отношению к материалам оболочек твэлов. на сегодняшний день рассматриваются несколько основных проектов толерантного топлива применительно к оболочкам твэлов, предполагающие нанесение покрытий на циркониевые сплавы (в основном, хромсодержащие) либо полную замену циркония новыми материалами (сплавы FeCrAl, молибден, 42ХНМ российского производства, керамические композиты).

Исследования свойств новых материалов толерантного топлива должны включать изучение его термомеханических, нейтронно-физических и теплогидравлических свойств. Помимо прочего, применительно к материалам оболочек твэлов актуальным направлением является изучение его характеристик при заливе активной зоны реактора водой в случае возникновения аварии с потерей теплоносителя. Как свидетельствуют различные исследования, изменение свойств материала поверхности либо нанесение на него защитных покрытий может существенно повысить температуру перехода от пленочного кипения к более интенсивному режиму охлаждения. Анализ научных работ показывает, что на сегодняшний день не существует универсальных моделей для расчета температуры перехода к интенсивному режиму охлаждения.

На кафедре Инженерной теплофизики НИУ «МЭИ» проводятся экспериментальные исследования по изучению нестационарных процессов охлаждения высокотемпературных цилиндрических тел. Рабочими образцами являются металлические цилиндры длиной 40–50 мм и диаметром 10 мм. Образцы выполнены из различных металлов, в том числе из материалов толерантного типа. Экспериментальные исследования проводятся в жидкостях с различными теплофизическими свойствами при различных недогревах до температуры насыщения жидкости на стендах при атмосферном и повышенном давлении.

Полученный массив экспериментальных данных используется для проверки физической модели возникновения высокоинтенсивного режима охлаждения, разработанной в 2018 г. профессором В.В. Яговым. Данная модель учитывает влияние теплофизических свойств охлаждающей жидкости (вязкость, теплота парообразования, поверхностное натяжение), а также свойств охлаждаемой поверхности (тепловая активность, шероховатость поверхности). Сравнение экспериментальных и рассчитанных по указанной модели значений перегрева стенки показало, что большинство экспериментальных точек попадают в интервал ±30 % от значений, предсказанных моделью. в этой связи разработанная модель может найти применение в программах для ЭВМ, предназначенных для моделирования теплогидравлических процессов в легководных реакторах.

Работа была поддержана РНФ, проект № 20-79-10363.

APPROACHES TO THE THERMOPHYSICAL JUSTIFICATION OF THE ACCIDENT TOLERANT FUEL APPLICABILITY FOR NPP

Molotova, I.A.; Molotov, I.M. (NRU "MPEI", Moscow, Russia; SEC NRS, Moscow, Russia); Yagov, V.V. (NRU "MPEI", Moscow, Russia)

After the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant (2011), scientific studies were the beginning around the world aimed at exclusion of possibility or mitigation of steam-zirconium reaction. One of the areas of such research is associated with the development of new materials used for the manufacturing the fuel matrix and fuel rods cladding. Such accident-resistant fuel is named "Accident Tolerant Fuel". Developments within the framework of the accident tolerant fuel concept are being carried out to replace the fuel and the fuel cladding materials. At present day several major projects of accident tolerant fuel are being considered in relation to the fuel rods cladding, involving the deposition of coatings on zirconium alloys (mainly chromium-containing coatings) or the complete replacement of zirconium with new materials (FeCrAl alloys, molybdenum, Russian-made 42KhNM, ceramic composites). Studies of the properties of new accident tolerant fuel materials should include the study of its thermomechanical, neutron-physical and thermal-hydraulic properties. Also, in relation to the materials of the fuel rods cladding, an important direction is the study of its characteristics under the core reflooding in the event of loss of coolant accident. As evidenced by various studies, changing the properties of the surface material or applying protective coatings can significantly increase the transition temperature from film boiling to more intensive cooling regime. An analysis of scientific papers shows that today there are no universal models for calculating the transition temperature to the intensive cooling regime.

Experiments to study the non-stationary processes of cooling high-temperature cylindrical bodies conducts at the Department of Engineering Thermophysics of the NRU «MPEI». Working samples are metal cylinders 40-50 mm long and 10 mm in diameter. The samples are made of various metals, including accident tolerant materials. Experimental studies are carried out in liquids with different thermophysical properties at various subcoolings to the saturation temperature of the liquid on experimental facility under atmospheric and elevated pressure.

The resulting array of experimental data is used to validation of the physical model of the intensive cooling regime occurrence, developed in 2018 by Professor V.V. Yagov. This model considers the influence of the thermophysical properties of the cooling liquid (viscosity, heat of vaporization, surface tension), as well as the properties of the cooled surface (thermal effusivity, surface roughness). Comparison of the experimental and calculated values of the wall superheat with using this model showed that most of the experimental points fall within the range of ± 30 % of the values predicted by the model. In this regard, the developed model can be applied in computer codes used to calculation thermal-hydraulic processes in light water reactors.

The work was supported by the Russian Science Foundation, project No. 20-79-10363.

ОБ ОДНОЙ ЗАДАЧЕ ДЛЯ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ ТРУБОПРОВОДОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1000

Пухлий В. А. (СевГУ, Севастополь, Россия), Коган Е.А. (Московский Политех, Москва, Россия), Мирошниченко С.Т. (СевГУ, Севастополь, Россия), Пухлий К.В. (АО «Аэротекс», Москва, Россия)

Рассмотрен алгоритм расчета криволинейных участки биметаллических трубопроводов атомной энергетики (так называемых гибов труб) с учетом сплющивания поперечного сечения при изгибе (овализации поперечного сечения). Труба в зоне гиба рассматривается как тороидальная биметаллическая оболочка кругового поперечного сечения. Построены соотношения дифференциальной геометрии, описывающие внутреннюю и внешнюю геометрию тороидальной оболочки. Изложена методика анализа напряженно-деформированного состояния (НДС) тороидальных биметаллических оболочек с учетом деформации контура поперечного сечения гиба трубы и зависимости физико-механических характеристик материала трубопроводов от температуры и от воздействия радиационного излучения.

Для решения краевой задачи расчета НДС применен метод разложения неизвестных функций в тригонометрические ряды по окружной координате. Получающаяся бесконечная система обыкновенных дифференциальных уравнений 4-го порядка (каждое) относительно неизвестных функций приводится к нормальной системе, интегрирование которой строится на основе модифицированного метода последовательных приближений В.А. Пухлия.

ON ONE PROBLEM FOR THE CIRCULATION PIPELINES OF THE VVER-1000 REACTOR FACILITY

Pukhliy, V.A. (Sevastopol State University, Sevastopol, Russia); Kogan, Ye.A. (Moscow Polytech, Moscow, Russia); Miroshnichenko, S.T. (Sevastopol State University, Sevastopol, Russia), Pukhliy, K.V. (JSC Aerotex, Moscow, Russia)

An algorithm is considered for calculating curved sections of bimetallic nuclear power pipelines (the so-called pipe bends) taking into account the flattening of the cross-section during bending (ovalization of the cross-section). The pipe in the bend area is considered as a toroidal bimetallic shell of a circular cross-section. Differential geometry relations have been constructed that describe the internal and external geometry of the toroidal shell. A methodology is presented for analyzing the stress-strain state of toroidal bimetallic shells with regard for the deformation of the pipe bend cross-section contour and the dependence of the pipe material's physical and mechanical characteristics on temperature and radiation exposure.

To solve the boundary value problem of the stress-strain state calculation, a method is used with the circumferential-coordinate expansion of unknown functions into trigonometric series. The resulting infinite system of ordinary differential equations of the 4th order (each) with respect to unknown functions is reduced to a normal system the integration of which is based on a modified method of successive approximations by V.A. Pukhliy.

РАЗВИТИЕ МЕТОДА ПОВЕРХНОСТНЫХ ПСЕВДОИСТОНИКОВ ДЛЯ РЕШЕНИЯ МНОГОГРУППОВОГО УРАВНЕНИЯ ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ В СЛОЖНЫХ СИСТЕМАХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Н.В. (НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

Метод поверхностных псевдоисточников нашел свое применение для решения многогруппового уравнения переноса нейтронов в основном в простых цилиндрических ячейках ядерных реакторов. Этот метод позволяет рассчитывать с достаточной точностью для практики как интегральные, так и так и локальные характеристики ячеек. Но кассеты тепловых реакторов (например, ВВЭР), да и быстрых реакторов имеют сложную структуру с чередованием твэлов с размножением, с выгоранием и с поглощением. Для их расчета требуется разрабатывать новые подходы, что и делается в данной работе с методом поверхностных псевдоисточников.

В методе поверхностных псевдоисточников функция распределения нейтронов, разложенная по сферическим гармоникам, в зоне z имеет следующий вид:

$$\Psi^z\left(r,\Omega\right)=\sum_{nmpk}\int_V S^z_{pk}\left(r'\right)G^{znm}_{pk}\left(r/r'\right)dr'Y^m_n\left(\Omega\right)+\sum_{j=1}^{J}\sum_{nm}\sum_{n'm'}g^{zj}_{n'm'}G^{znm}_{n'm'}\left(r/r_j\right)Y^m_n\left(\Omega\right)$$

где z − индекс зоны; j − индекс поверхности зоны z (j≤J);

$S^z_{pk}\left(r\right)$ − функция, совпадающая с функцией источника в пределах зоны z и естественным образом продолженная вне ее;

$G^{znm}_{n'm'}\left(r/r_j\right)$ − угловые моменты функции Грина для однородной бесконечной среды с теми же сечениями, что и в зоне z;

$g^{zj}_{n'm'}$ − угловые моменты поверхностных псевдоисточников зоны z, расположенные на j поверхности зоны z.

Как правило, у функции Грина начальные и конечные переменные записаны в одной и той же системе координат, как, например, в цилиндрической ячейке. Но часто встречаются случаи, когда требуется знание функции Грина, начальные и конечные переменные у которой записаны в различных системах координат, как, например, в кластерных зонах кластерной ячейки РБМК. Поэтому в докладе будут приведены преобразования начальных или конечных переменных функции Грина к нужной системе координат. Оказалось, что эти преобразования лучше делаются для функции Грина, разложенной в ряд по сферическим гармоникам, и с привлечением теории представления групп.

Как пример плодотворной реализации данного подхода в сравнительно простом случае можно привести многогрупповой расчет кластерной ячейки РБМК с топливом и с поглотителями по опции КЛАРА программы SVL.

DEVELOPMENT OF THE SURFACE PSEUDO-SOURCES METHOD FOR THE SOLUTION OF MULTIGROUP NEUTRON TRANSPORT EQUATION IN COMPLEX NUCLEAR REACTOR SYSTEMS

Sultanov, N.V. (NRC "Kurchatov institute", Moscow, Russia)

The surface pseudo-sources method has found its application for solving the multigroup neutron transport equation mainly in simple cylindrical cells of nuclear reactors. This method allows us to calculate both the integral and local cell characteristics with sufficient accuracy for practice.

But the cassettes of thermal reactors (for example, VVER), and fast reactors have a complex structure with alternating fuel elements with reproduction, with burnout and with absorption. For their calculation, it is necessary to develop new approaches, which is done in this work with the surface pseudo-sources method.

In the surface pseudo-sources method the neutron distribution function, decomposed by spherical harmonics, in the z zone has the following form:

$$\Psi^z(r,\Omega)=\sum_{nmpk}\int_V S^z_{pk}(r')G^{znm}_{pk}(r/r')dr'Y^m_n(\Omega)+\sum_{j=1}^{J}\sum_{nm}\sum_{n'm'}g^{zj}_{n'm'}G^{znm}_{n'm'}(r/r_j)Y^m_n(\Omega)$$

where z is the zone index; j is the zone surface index z (j≤J);

$S^z_{pk}(r)$ – a function that coincides with the source function within the z zone and is naturally extended outside it;

$G^{znm}_{n'm'}(r/r_j)$ – the angular moments of the Green's function for a homogeneous infinite medium with the same cross-sections as in the z-zone;

$g^{zj}_{n'm'}$ – angular moments of the surface pseudo-sources of the z-zone located on the j-surface of the z-zone.

As a rule, for a Green's function, the initial and final variables are written in the same coordinate system, as, for example, in a cylindrical cell. But there are often cases when you need to know the Green's function, the initial and final variables of which are written in different coordinate systems, as, for example, in the cluster zones of the RBMK cluster cell. Therefore, the transformations of the initial or final variables of the Green's function to the desired coordinate system will be shown in this work. It turned out that these transformations are better done for the Green's function, decomposed in a series of spherical harmonics, and with the involvement of the theory of representation of groups.

As an example of a fruitful implementation of this approach in a relatively simple case, we can give a multi-group calculation of the RBMK cluster cell with fuel and with absorbers according to the KLARA option of the SVL program.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА ДИНК

Бурков И.В., Жирнов А.П. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В рамках работы по обоснованию предельной среднерадиальной энтальпии СНУП-топлива на базе исследовательского уран-графитового реактора (ИГР) Национального ядерного центра Республики Казахстан проведены экспериментальные пуски, в ходе которых получен значительный объем экспериментальных данных, включая показания датчиков штатной аппаратуры и положения органов регулирования СУЗ. Полученные сведения представляют ценность для верификации программных средств и расчетных моделей, которые используются для обоснования ядерной и радиационной безопасности на объектах использования атомной энергии.

В состав экспериментальных данных вошли сведения, в том числе об особенностях экспериментов и физических процессах, выходящих за рамки области применимости используемых программных средств. Детальное исследование особенностей не требуется в рамках определения предельной среднерадиальной энтальпии СНУП-топлива, однако представляет интерес для подробного описания процесса увеличения мощности в условиях быстрого

ввода положительной реактивности. Важной характеристикой, которая напрямую влияет на поведение реакторной установки, является температура графитовых колонн и размещенных в них датчиков. Моделирование изменения температур графита является основной целью программного средства (ПС) ДИНК.

ПС ДИНК представляет собой инженерный код, разработанный с использованием преимуществ объектно-ориентированного программирования на языке Python. Концепция кода включила в себя упрощенный подход к определению нейтронно-физических характеристик на базе уравнений точечной кинетики с учетом обратных связей и решением уравнения теплопроводности, решаемого конечноразностным методом. Кроме того, ПС ДИНК позволяет использовать произвольное задание элементов расчетной модели, использование результатов эксперимента в качестве исходных данных при проведении расчетов и визуализировать результаты расчетного моделирования.

По результатам моделирования пусков оценены теплофизические параметры РУ ИГР, оценена температура графитовых колонн, а также установлена связь между положением и показаниями датчиков температур.

DEVELOPMENT OF THE DINK SOFTWARE TOOL

Burkov, I.V.; Zhirnov, A.P. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

As part of the activities to justify the limiting radial-average enthalpy of MNUP fuel, experimental start-ups were undertaken at the uranium-graphite research reactor (IGR) of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, as part of which an extensive array of experimental data was obtained, including the CPS standard equipment and control rod position sensor readings. The data obtained are of value for verification of software tools and computational models used to justify nuclear and radiation safety at nuclear facilities.

The experimental data include information, among other things, on the peculiarities of the experiments and the physical processes beyond the applicability scope of the software tools used. No detailed study is required as part of determining the limiting radial-average enthalpy of MNUP fuel, but is of interest for the detailed description of the power increase process in the fast positive reactivity insertion conditions. An important characteristic that influences directly the behavior of the reactor facility is the temperature of the graphite columns and the sensors they accommodate. Simulation of the graphite temperature change is the key purpose of the DINK software tool.

The DINK software is an engineering code developed using the advantages of object-oriented programming in the Python language. The code concept included a simplified approach to determining the neutronic characteristics based on point kinetics equations with regard for feedbacks and by solving the heat conduction equation solved by finite-difference method. Besides, the DINK software tool allows using arbitrarily defined components of the computational model as input data for calculations and visualizing the computational simulation results.

The startup simulation results have formed the basis for estimating the thermophysical parameters of the IGR reactor, estimating the graphite column temperature, and identifying the relationship between the temperature sensor positions and readings.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ CFD ДЛЯ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ НАПОРНОГО КОЛЛЕКТОРА АКТИВНОЙ ЗОНЫ БРЕСТ-ОД-300

Сапожников И.С., Солонин В.И., Тутукин А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Входной участок активной зоны БРЕСТ-ОД-300 имеет сложную геометрическую конфигурацию. Для расчета параметров неоднородных пространственных распределений физических величин, характеризующих течение теплоносителя в напорной камере, необходимы высокоточные трехмерные CFD-модели в комбинации с базой экспериментальных исследований.

С целью валидации расчетных методик CFD проведено численное моделирование аэродинамических экспериментов на макете входного участка активной зоны

БРЕСТ-ОД-300, разработанного в лаборатории «Реакторная теплофизика» кафедры Э7 МГТУ им. Н.Э. Баумана. в качестве определяющих параметров выбраны значения статического давления в 96 точках в напорной камере и хвостовиках изделий активной зоны, значения расходов на входе и выходе 48 хвостовиков макета, локальные распределения скорости и угла направления потока в напорной камере. Численное моделирование течения модельной среды (воздуха) в модели входного участка с применением CFD-кода Star-CCM+ показало, что отклонения от экспериментов составляют для давления и расходов не более 8 % при использовании RANS-приближения и 8,3 % при использовании комбинированной расчетной модели, базирующейся на уравнениях пористого тела в трактах хвостовиков и на уравнениях RANS в пространстве между хвостовиками и за их пределами.

С учетом ограниченности расчетных ресурсов, предельное количество ячеек сеточной модели для трехмерного расчета входного участка активной зоны при проведении комплексного моделирования тепломассообмена в первом контуре реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 оценено в 5…15 млн ячеек. При разработке расчетной модели неизбежно использование методики пористого тела по крайней мере в области мелких элементов ТВС, а также возникает необходимость проводить существенные упрощения геометрии трактов свинцового теплоносителя и оптимизацию расчетной сетки, подразумевая увеличение масштаба ячеек при условии сохранения контролируемой точности решения. Для оптимизации расчетной методики

CFD-моделирования в дальнейшем целесообразным представляется уменьшение количества расчетных ячеек в областях моделирования RANS путем увеличения скорости роста ячеек призматического пристеночного слоя до 2…3, увеличение масштаба ячеек в ядре потока при условии сохранения контролируемой точности. Также актуальным направлением исследований является уточнение границ применимости модели пористого тела, коэффициентов модели и поиск наиболее оптимальных путей комбинации RANS пористого тела. Необходимо расширять базу соответствующих верификационных тестов для обоснования применения расчетных методик с применением пористого тела при анализе нестационарных переходных процессов.

Необходимость оптимизации CFD-моделей входного участка а.з. определяет потребность в получении экспериментальных данных для верификации расчетных методик. Экспериментальные исследования гидродинамических характеристик течений жидких металлов в лабораторных условиях осложняется необходимостью поддержания температуры в контуре выше температуры замерзания и сложностью измерений необходимых параметров. Использование модельных теплоносителей воды и газа является оправданным с точки зрения моделирования гидродинамических параметров течения жидкого металла. Это расширяет возможности исследования и набор методик измерения.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНО-ВЛАЖНОСТНОГО РЕЖИМА В ПОМЕЩЕНИЯХ РАСПОЛОЖЕНИЯ ТРУБОПРОВОДОВ ПЕРВОГО КОНТУРА АЭС С РУ ВВЭР ПРИ НАРУШЕНИЯХ РЕЖИМА НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Матвеев Е.Л., Черкасова М.С., Тутукин А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В процессе эксплуатации трубопроводов энергоблоков АЭС может возникнуть аварийная ситуация, связанная с разгерметизацией оборудования с последующим вытеснением воздушной среды потоком теплоносителя в воздушном пространстве помещений и, вследствие этого, движением фронта влажности от места истечения.

Для обнаружения и идентификации в автоматизированном режиме течей теплоносителя путем измерительного мониторинга независимых физических параметров (влажность, объемная доля аэрозолей, температура и т.п.) в помещениях с контролируемым оборудованием и трубопроводами используется «Система обнаружения течи автоматизированная полномасштабная» (АСОТТ). Эта система является главным инструментом реализации концепции «течь перед разрушением», суть которой заключается в необходимости обнаружения и контроля течи, начиная с определенной величины расхода на ранней стадии ее возникновения.

Численное моделирование изменения температуры и влажности в помещениях расположения трубопроводов первого контура энергоблоков № 3, 4 Кольской АЭС при возникновении течи оборудования в течение первого часа с момента возникновения течи выполняли в трехмерной постановке методами вычислительной гидродинамики и термодинамики в программном комплексе Ansys Fluent 2019 R3. Расчеты были выполнены для пяти вариантов мощности источника течи: 114, 456, 513, 798 и 1140 кг/ч. Для каждого значения расхода течи было рассмотрено шесть вариантов расположения источника течи на трубопроводах. Температура теплоносителя «горячей» нитки принималась равной 300 °С, для «холодной» – 280 °С.

При моделировании стационарного режима максимальное отклонение расчетной температуры и относительной влажности воздуха от измеренных в процессе эксплуатации не превышало 19 и 20 % соответственно (среднее отклонение не превышало 11 и 12 %).

Результаты моделирования в нестационарном режиме показали, что при возникновении течи трубопроводов первого контура энергоблоков № 3, 4 Кольской АЭС в контролируемых помещениях в течение первых 15 минут после возникновения течи происходит значительное изменение стационарного состояния, что позволяет использовать результаты CFD моделирования для получения замыкающих соотношений между параметрами течи и регистрируемыми значениями температуры и относительной влажности.

Таким образом, полученные результаты CFD моделирования были использованы для получения замыкающих соотношений между параметрами течи и регистрируемыми значениями температуры и относительной влажности, которые могут быть полезны для создания новых алгоритмов или калибровки уже существующих по оценке величины течи теплоносителя на данных, поступающих от датчиков контроля температуры и влажности АСОТТ. Также результаты моделирования могут быть полезны на этапе проектирования системы контроля при выборе мест размещения датчиков.

MODELING OF TEMPERATURE AND HUMIDITY CONDITIONS IN ROOMS HOUSING PRIMARY LOOP PIPELINES AT NPP WITH VVER REACTOR UNITS IN THE EVENT OF ABNORMAL OPERATION

Matveev, E.L.; Cherkasova, M.S.; Tutukin, A.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia)

In the course of operation of NPP power unit pipelines, an emergency may arise related to depressurization of equipment with subsequent displacement of the air medium by the coolant flow in the room air space and, as a result, by the movement of the humidity front from the leak.

To automatically detect and identify coolant leaks through measurement monitoring of independent physical parameters (humidity, volume ratio of aerosols, temperature, etc.) in the rooms where equipment and pipelines being controlled are installed, the Automated Full-Scale Leak Detection System (ALDS) is used. The system is the main tool for implementing the "Leak before Break" concept, the essence of which is the detection and monitoring of a leak starting with a certain flow rate at an early stage of its occurrence.

Computational modeling of temperature and humidity changes in the rooms housing primary loop pipelines of power units # 3, 4 of Kola NPP in the event of equipment leak within the first hour from the moment of the leak occurrence was performed in three-dimensional setting using methods of computational hydrodynamics and thermodynamics in Ansys Fluent 2019 R3 software package. The calculations were performed for five grades of leak source intensity: 114, 456, 513, 798 and 1140 kg/h. For each leak flow rate value, six options were considered as for the location of the leak source on the pipelines. Coolant temperature for the "hot" leg was assumed to be 300 °C, and for the "cold" one – 280 °C.

When modeling the stationary conditions, the maximum deviation of the design temperature and relative air humidity from values measured during operation did not exceed 19 and 20 %, respectively (mean deviation did not exceed 11 and 12 %).

The results of modeling in the non-stationary conditions demonstrated that in the event of a leak in the primary loop pipelines of units #3, 4 of Kola NPP, steady state in controlled rooms changes significantly during the first 15 minutes after the leak occurrence, which allows using the results of CFD modeling to obtain closing relations between the leak parameters and the recorded temperature and relative humidity values.

Thus, the results of CFD modeling were used to obtain closing relations between leak parameters and recorded temperature and relative humidity values, which can be useful for creating new algorithms for accessing values of coolant leaks or calibrating the existing ones using data received from the ALDS temperature and humidity monitoring sensors. Also, the modeling results can be useful at the monitoring system design stage when choosing sensor locations.

СМЕШАННАЯ КОНВЕКЦИЯ ПРИ ПОДЪЕМНОМ ТЕЧЕНИИ ЖИДКОГО МЕТАЛЛА В ОБОГРЕВАЕМОЙ КРУГЛОЙ ТРУБЕ В ПОПЕРЕЧНОМ МАГНИТНОМ ПОЛЕ

Листратов Я.И. (НИУ МЭИ, Москва, Россия),
Лучинкин Н.А., Разуванов Н.Г. (НИУ МЭИ, ОИВТ РАН, Москва, Россия),
Беляев И.А. (ОИВТ РАН Москва, Россия), Свиридов Е.В. (НИУ МЭИ Москва, Россия)

Возникновение и воздействие эффектов смешанной конвекции в реальных технических устройствах и системах на данный момент является малоизученной областью. С одной стороны, текущие представления об этой проблеме в значительной степени ограничены рассмотрением течений в модельных системах, обычно представленных отдельными каналами и трубами с идеализированными постановками: геометриями, нагревом, магнитным полем и граничными условиями. С другой, в лабораторных исследованиях существуют естественные ограничения безразмерных параметров, определяющих физику процесса.

Исследования направлены на решение научных проблем, связанных с изучением фундаментальных особенностей смешанно-конвективных канальных течений жидкометаллических теплоносителей в сильных магнитных полях в режимах, характеризующихся экстремальными градиентами температуры, типичными для условий тестовых модулей бланкета термоядерного реактора (токамака). При этом случай отсутствия магнитного поля можно считать предельным для теплообменных систем ядерных реакторов с жидкометаллическим теплоносителем.

Работа сфокусирована на экспериментальном и численном исследовании методом прямого моделирования (DNS) смешанной конвекции при подъемном течении жидкого металла в обогреваемой круглой трубе, с акцентом на выявление условий, определяющих процессы трансформации течений под действием массовых сил. Исследования проводились в диапазоне чисел Рейнольдса от 5 ·103 до 50 ·103, Грасгофа Gr = 107–109, Гартмана Ha = 0 – 600 (B = 0–1,0 Тл).

Приведены результаты исследований воздействия поперечного магнитного поля на структуру потока жидкого металла при смешанной конвекции. Даны оценки влияния режимных параметров и свойств стенки канала на процессы возникновения, структуру и устойчивость течений, характеризующихся флуктуациями температуры большой амплитуды.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках Государственного задания

№ FSWF-2023-0017 (Соглашение № 075-03-2023-383 от 18 января 2023 г.) в сфере научной деятельности на 2023–2025 гг.

MIXED CONVECTION DURING AN UPWARD FLOW OF LIQUID METAL IN A HEATED ROUND PIPE IN A TRANSVERSE MAGNETIC FIELD

Listratov, Y.I. (NRU “MPEI”, Moscow, Russia);
Luchinkin, N.A. Razuvanov, N.G. (NRU “MPEI”, JIHT RAS, Moscow, Russia),
Belyaev, I.A. (JIHT RAS, Moscow, Russia); Sviridov, E.V. (NRU “MPEI” Moscow, Russia)

The occurrence and impact of mixed convection effects in real technical devices and systems is currently a poorly studied area. On the one hand, current understanding of this problem is largely limited to the consideration of flows in model systems, usually represented by individual channels and pipes with idealized formulations: geometries, heating, magnetic field and boundary conditions.

On the other hand, in laboratory studies there are natural limitations on the dimensionless parameters that determine the physics of the process.

The research is aimed at solving scientific problems related to the study of the fundamental features of mixed-convective channel flows of liquid metal coolants in strong magnetic fields in modes characterized by extreme temperature gradients typical of the conditions of the test modules of a blanket of a thermonuclear reactor (tokamak). At the same time, the case of the absence of a magnetic field can be considered limiting for heat exchange systems of nuclear reactors with a liquid metal coolant.

The work is focused on the experimental research and direct numerical simulations (DNS) of mixed convection during the lifting flow of liquid metal in a heated round pipe, with an emphasis on identifying the conditions that determine the processes of transformation of flows under the action of mass forces. The studies were conducted in the range of Reynolds numbers from 5·103 to 50·103, Grashof numbers Gr=107–109, Hartman numbers Ha=0–600 (B=0–1,0T).

The results of studies of the effect of a transverse magnetic field on the structure of the flow of liquid metal under mixed convection are presented. Estimates of the influence of the operating parameters and properties of the channel wall on the processes of occurrence, structure and stability of currents characterized by fluctuations in the temperature of large amplitude are given.

The work was carried out with the financial support of the Ministry of Science and Higher Education of the Russian Federation within the framework of the State Task No. FSWF-2023-0017.

LES-МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕПЛОМАССОПЕРЕНОСА В РЕГУЛЯРНОЙ ЯЧЕЙКЕ ТВС С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Ширяев Д.В. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

Одним из наиболее перспективных направлений в сегодняшней мировой ядерной энергетике является создание реактора 4-го поколения на быстрых нейтронах со свинцовым жидкометаллическим теплоносителем. БР-1200 является первым проектом коммерческого реактора большой мощности со свинцовым теплоносителем, который эволюционно продолжает концепцию БРЕСТ-ОД-300.

В настоящее время расчеты реакторного оборудования невозможны без использования средств вычислительной гидродинамики, так называемого CFD-моделирования, которое в основном базируется на осредненных по Рейнольдсу уравнениях Навье-Стокса (метод RANS). Это обусловлено тем, что моделирование крупных вихрей LES и прямое численное моделирование DNS требует больших временных затрат и вычислительных ресурсов. RANS-приближение, хорошо согласующееся с эмпирическими формулами по интегральным характеристикам, не всегда дает точное совпадение по локальным параметрам, требуемым в том числе для определения коэффициентов обмена в одномерных кодах и для обоснования безопасности реакторных установок. Поэтому вихреразрешающие методики, такие как LES, необходимы для проверки RANS-моделей в отсутствие экспериментальных данных.

В настоящей работе представлены результаты численного анализа течения свинцового теплоносителя в области расположения дистанционирующей решетки сотового типа регулярной ячейки тепловыделяющей сборки БР-1200 с применением вихреразрешающего метода LES в CFD-коде Star-CCM+. Расчетная область состоит из 162 миллионов ячеек; число Рейнольдса составляет примерно 149 тысяч, что соответствует режимным параметрам энергетической коммерческой установки БР-1200; на внутренней поверхности оболочки твэла

задается тепловой поток 1,5 МВт/м^2, что также соотносится с энерговыделением в активной зоне реакторной установки. Для учета термического сопротивления в местах контакта свинцового теплоносителя с оболочками твэлов и дистанционирующей решеткой в расчет была включена модель оксидной пленки, толщина оксидной пленки является функцией температуры и касательных напряжений на стенке.

В результате моделирования получены интегральные характеристики по теплоотдаче и гидродинамике, определены локальные параметры в месте расположения дистанционирующей решетки в RANS и LES приближениях. С применением LES модели определена кинетическая энергия турбулентности, представлено ее сравнение с моделью турбулентности k-e realizable, построен энергетический спектр турбулентных пульсаций скорости, демонстрирующий наклон инерционного интервала спектра близкий к колмогоровскому закону -5/3, что свидетельствует о полном разрешении крупных вихрей и реализации каскадного переноса энергии турбулентности.

LES-MODELING OF THE HEAT AND MASS TRANSFER PROCESS IN A REGULAR FUEL ASSEMBLY CELL WITH A LIQUID METAL LEAD COOLANT

Shiryaev, D.V. (NRU «MPEI», Moscow, Russia)

One of the most promising directions in today's global nuclear power industry is the creation of a 4th generation fast neutron reactor with a lead liquid metal coolant. BR-1200 is the first project of a large-capacity commercial reactor with a lead coolant, which evolutionarily continues the BREST-OD-300 concept.

Currently, calculations of reactor equipment are impossible without the use of computational fluid dynamics, the so-called CFD modeling, which is mainly based on Reynolds averaged Navier-Stokes equations (RANS method). This is due to the fact that simulation of large eddy LES and direct numerical simulation DNS requires a lot of time and computing resources. The RANS approximation, which is in good agreement with empirical formulas for integral characteristics, does not always give an exact match for the local parameters required, including for determining the exchange coefficients in one-dimensional codes and for justifying the safety of reactor installations. Therefore, eddy-resolving techniques such as LES are necessary to test RANS models in the absence of experimental data.

This paper presents the results of a numerical analysis of the flow of a lead coolant in the area of the location of a honeycomb type spacer grid of a regular cell of the BR-1200 fuel assembly using the LES eddy-resolving method in the Star-CCM+ CFD code. The calculated area consists of 162 million cells; the Reynolds number is about 149 thousand, which corresponds to the operating parameters of the BR-1200 commercial power installation; a heat flux of 1.5 MW/m^2 is set on the inner surface of the fuel element shell, which also correlates with the energy release in the reactor core. To take into account the thermal resistance at the points of contact of the lead coolant with the fuel element shells and the spacer grid, an oxide film model was included in the calculation, the thickness of the oxide film is a function of temperature and tangential stresses on the wall.

As a result of the simulation, integral characteristics of heat transfer and hydrodynamics were obtained, local parameters at the location of the spacer grid in the RANS and LES approximations were determined. Using the LES model, the kinetic energy of turbulence is determined, its comparison with the k-e realizable turbulence model is presented, the energy spectrum of turbulent pulsations of velocity is constructed, demonstrating the slope of the inertial interval of the spectrum close to the Kolmogorov law -5/3, which indicates the full resolution of large eddys and the realization of cascade transfer of turbulence energy.

ГИДРОДИНАМИЧЕСКИЙ ЭФФЕКТ РЕАКТИВНОСТИ В РЕАКТОРЕ ПИК

Гольцев А.О., Дегтярев А.М., Иванов А.А., Осипов А.М., Прохоренков С.В.
(НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

В работе приводятся результаты расчетных исследований гидродинамического эффекта реактивности (ГДЭР), обнаруженном в реакторе ПИК на этапе его энергопуска.

1) Экспериментально установлено, что ГДЭР зависит от изменения расхода теплоносителя через реактор.
2) Суммарный эффект реактивности при включении всех шести ГЦН находится в диапазоне от минус 0,78 $\beta_{эф}$. до минус 0,67$\beta_{эф}$.
3) Положительный эффект при отключении насоса приближается по абсолютной величине к отрицательному эффекту, возникающему при его включении.
4) Эксперименты по определению ГДЭР проведены в диапазоне температур теплоносителя I контура 22–46 °С и показали слабое уменьшение эффекта при росте температуры: не более 0,04$\beta_{эф}$.

В качестве возможных причин возникновения данного эффекта рассматривались различные факторы:

- изменение геометрии активной зоны при смещении тепловыделяющих сборок;
- подвижка регулирующих шторок;
- изменения эффективной плотности теплоносителя за счет газовыделения в активной зоне из-за турбулентности на витых твэлах и концевых деталях ТВС др.

Расчетные оценки показали, что первые два фактора вряд ли могут являться главной причиной возникновения эффекта, поэтому в настоящее время в качестве основного предположения о его причине рассматривается процесс газовыделения в активной зоне из-за турбулентности на витых твэлах.

Для подтверждения гипотезы о газовой природе ГДЭР предполагается выполнить ряд экспериментов на гидравлическом контуре стенда «Тепловыделяющая сборка» в НИУ «МЭИ».

При выявлении закономерности количественных характеристик выделения пузырьков газа от параметров теплоносителя будет разработана эмпирическая зависимость v = F (G, P, T), где G, P, T – расход, давление в контуре, температура теплоносителя соответственно.

HYDRODYNAMIC EFFECT OF REACTIVITY IN THE PIK REACTOR

Goltsev, A.O.; Degtyarev, A.M.; Ivanov, A.A.; Osipov, A.M.; Prokhorenkov, S.V.
(NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia)

The paper presents the results of computational studies of the hydrodynamic effect of reactivity (HDER) found in the PIK reactor at the stage of its power start.

1) It has been experimentally established that the HDER depends on the change in the coolant flow through the reactor.
2) The total effect of reactivity when all six MCPs are turned on is in the range from minus 0.78 β_{eff} to minus 0.67 β_{eff}.
3) The positive effect when the pump is turned off approaches in absolute value the negative effect that occurs when it is turned on.

4) Experiments to determine the HDER were carried out in the temperature range of the coolant of the 1st circuit of 22–46 °C, and showed a slight decrease in the effect with increasing temperature: no more than $0.04\beta_{eff}$.

Various factors were considered as possible causes of this effect:

- change in core geometry when fuel assemblies are displaced,
- movement of the control curtains,
- changes in the effective density of the coolant due to gas release in the core due to turbulence on twisted fuel elements and end parts of fuel assemblies, etc.

Calculation estimates have shown that the first two factors can hardly be the main cause of the effect, therefore, at present, the process of gas release in the core due to turbulence on twisted fuel elements is considered as the main assumption about its cause.

To confirm the hypothesis about the gaseous nature of the GDER, it is planned to perform a series of experiments on the hydraulic circuit of the "Fuel assembly" stand at the National Research University "MPEI".

When identifying regularities in the quantitative characteristics of the release of gas bubbles from the parameters of the coolant, an empirical dependence will be developed $v = F (G, P, T)$, where G, P, T are the flow rate, pressure in the circuit, temperature of the coolant, respectively.

ПРЕЦИЗИОННЫЕ РАСЧЕТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА СТЕНДЕ БФС-2 ДЛЯ ВЕРИФИКАЦИИ ПК MCU-BR

Боровская Ж.В., Давыдов В.К., Жирнов А.П., Калугина К.М., Моисеев А.В. Рождественский И.М., Юферева В.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

В рамках данной работы рассмотрены экспериментальные программы свинцовой сборки БФС-64, серии натриевых сборок БФС-66 и свинцово-висмутовой сборки БФС-80, реализованных на критическом стенде БФС-2. на базе обновленного детализированного описания соответствующих сборок составлены точные расчетные модели конфигураций сборок и проведены расчеты с помощью прецизионного программного комплекса (ПК) MCU-BR, результаты которого будут использованы для пополнения верификационной базы и оценки расчетной погрешности.

Проведено расчетное моделирование критических экспериментов сборок во всех конфигурациях (15 конфигураций) с различными библиотеками ФОНД. Для каждой представленной сборки проведены расчеты измерений пространственных распределений скоростей реакций деления, полученных путем размещения малогабаритной камеры деления в межтрубных зазорах сборок на стенде БФС-2. на сборке БФС-64-1 изучен пустотный эффект реактивности в центральной и периферийной частях зоны. Осуществлены верификационные исследования системы пассивной обратной связи путем анализа результатов экспериментов по эффективности труб бокового экрана сборки БФС-64-1. Выполнены расчеты по эффективности периферийных стержней СУЗ в боковом экране сборки БФС-64-1. Также проведены измерения спектральных индексов в серединной плоскости тестовой зоны сборки конфигурации БФС-64-1 с использованием различных методик. Данные расчеты позволяют провести верификацию библиотеки нейтронных сечений (сечений деления) для основных делящихся и воспроизводящих нуклидов.

Результаты верификации на основе изученных экспериментальных исследований моделей быстрых реакторов на стенде БФС-2 показали, что точность большинства расчетов по ПК MCU-BR находится в пределах экспериментальной погрешности, что позволяет применять данное программное средство для высокоточных расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов.

PRECISION CALCULATIONS OF EXPERIMENTS AT BFS-2 TEST FACILITY FOR THE MCU-BR CODE VERIFICATION

Borovskaya, Zh.V.; Davydov, V.K.; Zhirnov, A.P.; Kalugina, K.M; Moiseyev, A.V.; Rozhdestvensky, I.M.; Yufereva, V.A. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

Experimental programs of the BFS-64 lead assembly, the BFS-66 sodium assembly series, and the BFS-80 lead-bismuth assembly implemented at the BFS-2 critical test facility were considered as part of this study. An updated detailed description of respective assemblies was used as the basis for preparing precise analytical models of the assembly configurations, and calculations were performed using a precision code, MCU-BR, the results of which will be used to extend the verification base and to determine the estimated error.

Critical experiments of the assemblies in all configurations (15 configurations) were modeled analytically with different FOND libraries. The measurements of the fission reaction rate spatial distributions, obtained through the placement of the small-size fission chamber in the BFS-2 assembly tube spaces, were calculated for each presented assembly. The void reactivity effect in the core's central and peripheral zones was studied for the BFS-64-1 assembly. Verification studies of the passive feedback system were undertaken by analyzing the results of experiments on the efficiency of the BFS-64-1 assembly sidewall tubes. Calculations were performed for the efficiency of the CPS peripheral rods in the BFS-64-1 assembly sidewall. Spectral indices in the median plane of the BFS-64-1 assembly test area were also measured using different methods. These calculations made it possible to verify the neutron cross-section (fission cross-section) libraries for the main fissionable and fertile nuclides.

The results of the BFS-2 verification based on the experimental studies of fast reactor models have shown that the accuracy of most calculations using the MCU-BR code falls within the experimental error limits, which allows this software tool to be used for precision calculations of the fast reactor neutronic performance.

ВАЛИДАЦИЯ ТЯЖЕЛОАВАРИЙНОГО БЛОКА ИНТЕГРАЛЬНОГО КОДА ЕВКЛИД/V2 В ЧАСТИ ВЫХОДА И ПЕРЕНОСА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И ДИССОЦИАЦИИ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА

Жданов В.С., Климонов И.А., Кудашов И.Г., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Сычева Т.В., Усов Э.В., Чухно В.И. (ИБРАЭ РАН, Москва, Россия), Киреев Г.А., Кривов М.П. (АО «ВНИИНМ», Москва, Россия)

Для расчета тяжелых аварий в РУ на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем в проекте «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» разрабатывается вторая версия интегрального кода ЕВКЛИД – ЕВКЛИД/V2 (*V2=Version 2*). Вторая версия отличается от первой наличием модулей, позволяющих рассчитывать процессы, которые сопровождают разрушение твэлов, ТВС и всей активной зоны реактора: тяжелоаварийный модуль SAFR/V1, теплогидравлический модуль HYDRA-IBRAE/LM с многокомпонентной моделью, трехмерный нейтронно-физический модуль, модуль пере-

носа продуктов деления (ПД) по контуру AEROSOL/LM, модуль, описывающий процессы распространения продуктов деления в окружающей среде – POM. Код ЕВКЛИД/V2 находится в высокой степени готовности, в настоящее время проводится его верификация и валидация на базе аналитических тестов и экспериментальных данных.

В представленной работе приведены результаты верификации и валидации тяжелоаварийного блока интегрального кода ЕВКЛИД/V2 в части, касающейся разрушения активной зоны, выхода продуктов деления (ПД) из расплава, а также диссоциации нитридного топлива.

Матрица верификации и валидации тяжелоаварийного модуля для описания выхода ПД из расплава содержит пять определяющих явлений, четыре аналитических теста и данные, полученные на двух экспериментальных установках. Разработанные аналитические тесты позволили проверить корректность реализации моделей выхода летучих и нелетучих ПД из расплава в расчетном коде. по результатам расчета экспериментов, проведенных на установке в Ок-Ридже (Oak Ridge, США) по выходу летучих и нелетучих ПД из выгоревших таблеток диоксида урана при их плавлении, выполнена доработка численных моделей выхода летучих ПД, в которых рассматривается выход летучих ПД как за счет переноса ПД вместе с парогазовыми пузырями, так и за счет испарения с зеркала расплава. Учтено, что в пузырях может существовать множество летучих ПД. Моделирование экспериментов выполнено повторно с использованием уже доработанных методик. в результате сравнения расчетных и экспериментальных данных получена оценка абсолютной погрешности расчета доли выхода летучих и нелетучих ПД из расплава, составившей 17 %.

Для расширения функциональности интегрального кода ЕВКЛИД/V2 для возможности проведения анализа тяжелых аварий в установках, в которых планируется использование нитридного топлива, в тяжелоаварийный модуль кода были интегрированы модели диссоциации нитридного топлива при высоких температурах. Для дополнения матрицы валидации тяжелоаварийного модуля выполнен обзор и анализ имеющихся экспериментальных данных, полученных в НИЯУ «МИФИ», АО «ВНИИНМ» и ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», в которых исследовался процесс диссоциации. Проведено моделирование экспериментов по коду ЕВКЛИД/V2. Получена относительная среднеарифметическая погрешность расчета величины потери массы нитридом урана и СНУП топливом, составившая 30 %. Показано, что используемые модели позволяют с удовлетворительной точностью описывать процессы, сопровождающие диссоциацию нитрида урана и СНУП топлива различного состава.

VALIDATION OF THE SEVERE ACCIDENTAL BLOCK OF A EUCLID/V2 INTEGRAL CODE REGARDING RELEASE AND TRANSPORTATION OF FISSION PRODUCTS AND NITRIDE FUEL DISSOCIATION

Chuhno, V.I.; Klimonov, I.A.; Kudashov, I.G.; Mosunova, N.A.; Strizhov, V.F.; Sychova,T.V.; Usov, E.V.; Zhdanov, V.S. (IBRAE RAS); Kireev, G.A.; Krivov, M.P. (VNIINM JSC, Moscow, Russia)

The second version of EUCLID integral code is developed for calculation of severe accidents in fast neutron ‘reactors with liquid-metal coolant in the framework of project “New generation codes” of a “Proryv” project – EUCLID/V2. The second version differs from the first version presence of the modules, allowing to calculate processes which accompany destruction of the fuel pins, FA and total reactor core: severe-accidental module SAFR/V1, thermal hydraulic module HYDRA-IBRAE/LM with multi-component model, the three-dimensional neutron-physica module, the module of fission products (FP) transportation along the loop AEROSOL/LM, the module

describing processes of FP distribution in environment – ROM. EUCLID/V2 code is highly readiness, its verification and validation on the basis of analytical tests and experimental data is now under way.

In the presented work results of verification and validation of severe-accidental block of ЕВКЛИД/V2 integral code in a part of core destruction, a release of fission products (FP) from the melt, and also nitride fuel dissociation are shown.

Verification and validation matrix of severe-accidental module for the description of FP release from the melt contains 5 defining phenomena, 4 analytical tests and the data received on two experimental facilities. The developed analytical tests have allowed checking up a correctness of realization of models of volatile and nonvolatile FP release from the melt in a code. By results of calculation of the experiments performed in facility in Oak-Ridge on the volatile and nonvolatile FP release from the burn-up pellets of uranium dioxide during their melting-up, completion of numerical models of a release of volatile FP in which the release of volatile FP both at the expense of FP transportation together with gas-vapor bubbles and at the of evaporation from a melt surface is executed. It is considered that in bubbles can be presence a set of volatile FP. Modeling of the experiments is executed repeatedly using of already modified techniques. As a result of comparison of calculated and experimental data the estimation of an absolute calculation error 17 % of a share of volatile and nonvolatile FP release from the melt is received.

For expansion of functionality of EUCLID/V2 integral code for possibility of the analysis of severe accidents in reactors in which nitride fuel use is planned, in severe-accidental module models of nitride fuel dissociation have been integrated at high temperatures. For validation matrix addition of the severe-accidental module the review and analysis of the available experimental data received in SRNU MEPhI, VNIINM JSC and FSUE "RFNC-VNIITF" in which dissociation process was investigated. Modeling of experiments on EUCLID/V2 code is spent. The relative normal error of calculation of value of mass loss by uranium nitride and uranium-plutonium fuel 30 % is received. It is shown that used models allow describing the processes accompanying dissociation of uranium nitride and uranium-plutonium fuel of various compositions with satisfactory accuracy.

ПРОГРАММНОЕ СРЕДСТВО ДЛЯ ВЫБОРА И ОБОСНОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ИНТЕГРАЛЬНОГО ТИПА

Еремеев Д.В., Мариничев Д.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Программное средство ROSA-M предназначается для разработки компьютерных моделей РУ интегрального типа. Такие компьютерные модели позволяют проводить расчетный анализ стационарных и переходных процессов в РУ, включая аварии, в том числе при анализе безопасности. Разработанные в ROSA-M компьютерные модели РУ помогают проводить оптимизацию и обоснование технических решений, принимаемых как при проектировании новых, так и при ремонте и модернизации эксплуатируемых реакторных установок.

Разработка ROSA-M проводилась с использованием опыта создания и эксплуатации программы-прототипа ROSA. Усовершенствованы вычислительные алгоритмы, благодаря этому увеличено быстродействие программного средства, что позволяет сократить время, затрачиваемое пользователями на расчеты. Это совершенствование коснулось численной аппроксимации дифференциальных уравнений, использованных методов решения нелинейных алгебраических уравнений, методов решения системы линейных алгебраических уравнений, а также распараллеливания вычислений.

Улучшены способы задания и первичной программной обработки исходных данных, что ускоряет создание и корректировку компьютерных моделей РУ. Разработан графический интерфейс. Выводить результаты расчетов программа может на графики в процессе счета. Внедрен модуль визуализации расчетной схемы и связи между графом расчетной схемы и файлом исходных данных. Граф расчетной схемы упрощает анализ топологии и ускоряет создание и отладку модели конкретной РУ.

Проведена верификация ROSA-M для обоснования применимости программного средства к расчетному анализу РУ на следующих теплогидравлических процессах и явлениях:

- необратимые потери давления на трение и дрейф фаз при течении воды в каналах;
- гидроудары в контуре циркуляции;
- нестационарная теплопроводность в плоской и цилиндрической стенках;
- критические истечения воды через сопловые ограничители расхода или относительно длинные каналы;
- опорожнения сосудов высокого давления.

A COMPUTER CODE FOR SELECTION AND JUSTIFICATION OF THE INTEGRAL REACTOR CHARACTERISTICS

Yeremeyev, D.V.; Marinichev D.V. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

The ROSA-M code is intended for developing computer models of integral reactors. Such computer models make it possible to perform a computational analysis of steady-state and transient processes in the reactor facility, including accidents, specifically as part of a safety analysis. Reactor computer models developed based on the ROSA-M code can be used to optimize and justify engineering solutions both during the design of new and during the repair and retrofitting of operating reactor facilities.

The ROSA-M code was developed using the experience of developing and operating the ROSA prototype code. Computational algorithms have been improved for speeding up the software tool to reduce the time spent by the user who performs calculations. This improvement was applied to the numerical approximation of differential equations, the methods used to solve nonlinear algebraic equations, and the methods for solving systems of linear algebraic equations, as well as for multisequencing of computations.

Input data specification and preprocessing techniques have been improved so as to reduce the user time spent to build and update the reactor computer models. A graphic interface has been developed. The code is capable to display calculation results as diagrams in the process of computing. An analytical pattern visualization and communication module has been introduced between the analytical pattern graph and the input file. The analytical pattern graph simplifies the topology analysis and reduces the time needed to build and debug the model of a given reactor facility.

The ROSA-M code has been verified to justify the software tool applicability for the reactor computational analysis based on the following processes and phenomena:

- non-recoverable friction pressure loss and phase drift of the water flow in channels;
- hydraulic shocks in the circulation circuit;
- transient heat conduction via planar and cylindrical walls;
- critical discharge of water through the flow limiting nozzles or relatively long channels;
- blowdown of high-pressure vessels.

РАЗРАБОТКА ОДНОМЕРНОЙ ТРЕХПОЛЕВОЙ МОДЕЛИ ДЛЯ АНАЛИЗА АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ С ТЕЧАМИ ВОДЯНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТЖМТ

Мицкевич А.В., Попов А.О. (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор, Россия),
Грицай А.С. (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор, Россия;
филиал СПбПУ в г. Сосновый Бор, Россия)

В настоящее время, в связи с развитием направления реакторных установок с металлическим теплоносителем (свинец, свинцово-висмутовый эвтектический сплав), повышенную актуальность приобретает задача разработки соответствующих расчетных кодов, предназначенных для прогнозного анализа переходных и аварийных процессов в создаваемых реакторных установках. Одними из важнейших для анализа являются аварии с течами водяного теплоносителя в контур с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ).

С целью наиболее детального моделирования физических процессов, протекающих при данных аварийных режимах, необходимо учитывать наличие в объеме пара капельной влаги, для чего требуется разработка трехполевой модели, позволяющей моделировать режимы совместного течения трех сред: ТЖМТ, водяного пара и воды.

В докладе представлены: модернизированная система уравнений, карты режимов течения и теплообмена со стенкой, замыкающие соотношения и принятые допущения для межфазного теплообмена и межфазного трения. Корректность выбранных замыкающих соотношений демонстрируется с помощью моделирования экспериментов с течью водяного теплоносителя в свинцово-висмутовый теплоноситель на установке LIFUS-5.

По результатам моделирования приведенных экспериментов на основе двухполевой модели (ТЖМТ, парогазовая смесь) в консервативном приближении полного испарения воды и трехполевой модели (ТЖМТ, водяной пар, вода) в ходе сравнительного анализа показана необходимость учета капельной влаги в потоке с целью корректного учета поля давления в динамических режимах.

DEVELOPMENT OF A ONE-DIMENSIONAL THREE-FIELD MODEL FOR ANALYSIS OF ACCIDENT SCENARIOS WITH WATER COOLANT LEAKS INTO HLMC

Mitskevich, A.V.; Popov, A.O. (FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Russia);
Gritsai A.S. (FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Russia;
Peter the Great St. Petersburg Polytechnic University, Sosnovy Bor, Russia)

Current progress in the development of nuclear reactors with metal cooling (lead, lead-bismuth eutectic alloy) requires the development of computer codes for prediction analysis of transient and accident processes in metal-cooled reactors under design. One of the most important for analysis are accidents with water coolant leaks into the circuit with heavy liquid metal coolant (HLMC).

For a more detailed simulation of physical processes occurring under the mentioned accident conditions, it is necessary to assume the presence of water droplets in vapor and, consequently, develop a three-field model for simulating simultaneous flow of three fluids: HLMC, water vapor, and water droplets.

The paper presents a modified system of equations, maps of flow regimes and flow to wall heat transfer, closure relations, and assumptions for interfacial heat transfer and interfacial drag.

The validity of the chosen closure relations was verified by simulation of water-into-liquid metal leak experiments at the LIFUS-5 facility that were carried out to study interaction between water coolant and lead-bismuth eutectic.

The above-mentioned experiments were simulated using a two-field (HLMC and gas-vapor mixture) model in the conservative approximation of complete vaporization and a three-field (HLMC, water vapor, and water) model. A comparative analysis of the simulation results has shown the necessity to include water droplets in model calculations for an accurate representation of pressure fields under dynamic conditions.

КОД СНУП-МИФИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ОПТИМИЗАЦИИ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА БР

Коновалов И.И., Гордеев С.С., Глаговский Э.М. (НИЯУ МИФИ, Москва, Россия)

Многоуровневый код СНУП-МИФИ основан на физических моделях радиационных процессов в материалах твэла реактора типа БРЕСТ – смешанном уран-плутониевом нитридном топливе (СНУП) и ферритно-мартенситной оболочке ЭП 823 во взаимосвязи с их структурно-фазовым состоянием (СФС). Код СНУП-МИФИ позволяет оптимизировать конструкцию твэла и СФС его компонентов.

При условиях работы твэлов БРЕСТ нитридное топливо при пористости до 20 % является «несжимаемым» и работоспособность нитридных твэлов определяется предельной деформацией ползучести оболочки пред разрушением, которая напрямую связанна с распуханием топлива за вычетом собственного распухания оболочки.

Согласно результатам расчетов работоспособности твэлов с различным СФС нитридного топлива и оболочки в нормальных и аварийных условиях, наибольшее влияние на работоспособность оказывают следующие параметры: пористость и содержание примеси кислорода в топливе, а также величина гелиевого зазора топливо-оболочка. Расчетные данные по коду СНУП-МИФИ и эксперименты по облучению находятся в согласии.

СФС топлива и оболочки определяют скорость распухания топлива и оболочки, а зазор между топливом и оболочкой, а также пористость таблетки определяют температуру и газовыделение в топливе. Эти параметры находятся в сложном взаимодействии друг с другом, приводя иногда к неочевидным результатам по конструкции твэла.

Согласно расчетам и исходя из существующего уровня технологии карботермического синтеза и спекания таблеток выданы следующие рекомендации по оптимизации параметров СНУП топлива:

- пористость таблетки – не более 5 %, что может быть достигнуто при использовании высоковольтной технологии электроимпульсной консолидации;
- содержание кислорода следует ограничить величиной 1000 ppm, при стехиометрии (N+C)/(U+Pu) = 1,00, что обеспечивается существующей технологией карботермического синтеза;
- размер зерна, который влияет на газовыделение из топлива, должен быть более 5 мкм.

Для твэлов БРЕСТ возможно частичное согласование распухание топлива с оболочкой при регулировании СФС оболочки, которое определяет скорость ее распухания. Для этого случая перспективными могут оказаться ферритно-мартенситные стали, или стали ферритного класса.

MNUP-MEPHI CODE AND RESULTS OF NITRIDE FUEL OPTIMIZATION FOR FR

Konovalov, I.I.; Gordeev, S.S.; Glagovsky, E.M. (NRNU MEPhI, Moscow, Russia)

Multilevel MNUP-MEPhI code is based on physical models of radiation processes in fuel element materials of BREST type reactor – mixed uranium-plutonium nitride fuel (MNUP) and ferrite-martensitic cladding EP 823 in relation to their structural-phase state (SPhS). MNUP-MEPhI code allows to optimize fuel element design and SPhS of its components.

Under operation conditions in BREST the nitride fuel at porosity up to 20 % is "uncompressible", and operability of nitride fuel elements is determined by claddingcreepdeformation before failure, which is directly connected with fuel swelling minus its own swelling.

According to the calculations results of fuel elements with different SPhS of nitride fuel and cladding under normal and emergency conditions, the following parameters have the greatest influence on operability: porosity and content of oxygen impurity in the fuel, as well as value of fuel-cladding helium gap. Estimated data on MNUP-MEPhI code and radiation experiments are in agreement.

Fuel and cladding SPhS define fuel and cladding swelling rate while fuel-cladding gap and pellet porosity define fuel temperature and gas release.These parameters are in complex interaction with each other, sometimes resulting in non-obvious results in the design of the fuel element.

According to the calculations and based on the existing level of carbo-thermal synthesis and pellets sintering, the following recommendations for optimization of MNUP parameters were issued:

- the pellet porosity – no more than 5 %, that can be reached when using high-voltage technology of electro-discharge consolidation (HVEC);
- the Oxygen content should be limited to the value of 1000 ppm, at a ratio $(N + C)/(U + Pu) = 1.00$ that is provided with the existing technology of carbo-thermal synthesis;
- the grain size, which influences fission gas release from fuel, has to be more than 5 microns.

For BREST fuel elements it is possible to partially match the fuel swelling with the cladding swelling when adjusting its SPhS. Ferritic-martensitic steels with modified structure, or ferritic class steels, may be promising for this case.

УЧЕТ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ВХОДНЫХ ДАННЫХ ПРИ АНАЛИЗЕ ПРОЧНОСТИ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР

Никитченко И.А. (НИУ «МЭИ»/АО «ЗиО-Подольск», Москва, Россия),
Воробьев Ю.Б. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

Важнейшей частью реакторной установки любого типа является ядерный реактор. От работоспособности его элементов зависит безопасность, экономичность и надежность работы АЭС в целом. Основной частью ядерного реактора является толстостенный металлический корпус, главной характеристикой которого является его механическая прочность. При расчетах на прочность оборудования АЭС широко используются программные комплексы и коды, такие как ANSYS. с помощью таких кодов получают обширный объем информации. Во всех программах используются различные эмпирические модели и методы, что приводит к погрешностям результатов. Кроме того, используемые в расчетных моделях данные, также могут быть неточны, по разным причинам, что может рассматриваться как неопределенности используемых параметров. Такой подход широко используется в теплогидравлических кодах.

В кодах, используемых для расчетов на прочность, также существует неопределенность и необходим ее учет, посредством анализа неопределенности. по результатам анализа неопределенности можно определить чувствительность результатов расчетов, к погрешностям исходных данных.

В данной работе рассматривался анализ прочности корпуса реактора ВВЭР при заводских гидроиспытаниях и применены методы анализа неопределенности (АН) и анализа чувствительности (АЧ) к расчетам на прочность. Расчеты проводились с использованием расчетного кода ANSYS Mechanical. Для моделирования диаграммы растяжения использовалась диаграмма билинейного кинематического упрочнения.

После выполнения референтного расчета, на основе свойств материала, приведенных в справочной литературе, проводился АН и АЧ. Вероятностное распределение исходных данных полагалось нормальным. Используемый метод анализа неопределенности схож с подходом, приведенным в литературе по анализу неопределенности в теплогидравлических расчетах. Данный метод базируется на формуле Вилкса, генерация данных проводилась методом Монте-Карла.

В ходе проведения анализа были определены толерантные интервалы расчета. Показано, что 95 % толерантный интервал может значительно отличаться от результатов референтного расчета. Анализ позволил заключить, что ряд результирующих величин имеют распределение схожее с нормальным, для некоторых имеется сильное отличие от нормального или с тенденцией на двух модальность. Средние значения по толерантному интервалу для ряда параметров превышают референтные (стандартные) данные. в тоже время для ряда других параметров по расчетному домену характеристик, средние значения и референтные лежат достаточно близко. АЧ позволил выявить наиболее влияющие параметры, уточнение которых, позволит сузить толерантный интервал.

Данный метод может использоваться для других сценариев нагружения корпуса реактора, например, запроектых аварий. Он может использоваться для расчетов хрупкого разрушения и циклической прочности на различных сроках эксплуатации с учетом изменения свойств и выявлять опасные сочетания свойств металла и нагружений. Также возможно использовать метод для сравнения различных расчетных кодов.

ACCOUNTING FOR THE UNCERTAINTY OF INPUT DATA IN THE ANALYSIS OF VVER REACTOR PRESSURE VESSEL STRENGTH

Nikitchenko, I.A. (NRU “MPEI” / JSC “ZiO-Podolsk”, Moscow, Russia);
Vorobyov, Yu.B. (NRU MPEI, Moscow, Russia)

The most important part of any type of reactor plant is a nuclear reactor. The safety, efficiency and reliability of the NPP as a whole depend on the performance of its elements. The main part of a nuclear reactor is a thick-walled metal case, the main characteristic of which is its mechanical strength. When calculating the strength of NPP equipment, software systems and codes, such as ANSYS, are widely used. With the help of such codes, a vast amount of information is obtained. All programs use different empirical models and methods, which leads to errors in the results. In addition, the data used in the calculation models may also be inaccurate, for various reasons, which can be considered as the uncertainties of the parameters used. This approach is widely used in thermal-hydraulic codes.

In the codes used for strength calculations, there is also uncertainty and it must be taken into account through uncertainty analysis. Based on the results of the uncertainty analysis, it is possible to determine the sensitivity of the calculation results to the errors in the initial data.

In this paper, we considered the analysis of the strength of the VVER reactor pressure vessel during factory hydrotesting and applied the methods of uncertainty analysis and sensitivity analysis to strength calculations. The calculations were carried out using the ANSYS Mechanical calculation code. To model the tensile diagram, a bilinear kinematic hardening diagram was used.

After performing the reference calculation, based on the properties of the material given in the reference literature. The probability distribution of the initial data was assumed to be normal. The used method of uncertainty analysis is similar to the approach given in the literature on uncertainty analysis in thermal-hydraulic calculations. This method is based on the Wilks formula; data generation was carried out using the Monte Carl method.

During the analysis, tolerance calculation intervals were determined. It is shown that the 95% tolerance interval can differ significantly from the results of the reference calculation. The analysis made it possible to conclude that a number of resulting values have a distribution similar to normal, for some there is a strong difference from normal or with a tendency to two modalities. The average values for the tolerance interval for a number of parameters exceed the reference (standard) data. At the same time, for a number of other parameters in the calculated domain of characteristics, the average and reference values are quite close. AF made it possible to identify the most influencing parameters, the refinement of which will narrow the tolerance interval.

This method can be used for other RPV loading scenarios, such as beyond design basis accidents. It can be used to calculate brittle fracture and cyclic strength at various operating times, taking into account changes in properties, and to identify dangerous combinations of metal properties and loadings. It is also possible to use the method to compare different calculation codes.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ НИЗКОНАПОРНОГО КОНТУРА ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ

Кабаньков О.Н., Ягов В.В., Сукомел Л.А., Зубов Н.О.
(НИУ МЭИ, Москва, Россия)

Саморегуляция режима теплообмена, отсутствие насосов и возможность функционирования системы в условиях отсутствия электрообеспечения делают контуры естественной циркуляции привлекательными для применения их в системах послеаварийного пассивного охлаждения активной зоны ядерных энергетических установок.

На практике системы с естественной циркуляцией запускаются из состояния покоя, причем на начальной стадии работы обеспечивается относительно слабый движущий напор, а жидкость, поступающая в зону теплосъема, имеет температуру окружающей среды, т.е. является сильно недогретой до температуры насыщения. Поэтому в пусковых режимах работы этих систем, в том числе при низких параметрах, реализуется режим однофазной свободной конвекции рабочей жидкости при относительно низких скоростях циркуляции, причем весьма часто имеет место ламинарное течение. При этом расчет течения и теплообмена при естественной циркуляции жидкости в контуре при малых скоростях даже для стационарных условий не является тривиальной задачей. Движение жидкости в контуре, осуществляемое исключительно под действием термогравитационных сил, характеризуется непрерывной по длине канала перестройкой профиля скорости в условиях сильной переменности теплофизических свойств жидкости, прежде всего вязкости. Это приводит к весьма сложной структуре поля скорости, особенно при ламинарном течении. Во многих случаях при малых скоростях циркуляции возникают трехмерные эффекты и с использованием традиционного 1D-приближения можно не предсказать поведение системы достаточно удов-

летворительно. К сожалению, для рассмотренных выше режимов в инженерной практике до сих пор не предложено обоснованных рекомендаций для расчета трения и теплообмена. в этих расчетах, как правило, используют соотношения для вынужденного течения, которые в значительной степени завышают реальные скорости циркуляции. При этом часто используются формулы для стабилизированного течения и теплообмена с постоянными теплофизическими свойствами.

В настоящей работе выполнено экспериментальное исследование течения и теплообмена при однофазной конвекции в контуре естественной циркуляции. Исследования проведены на воде и этаноле – жидкостях с существенно различающимися теплофизическими свойствами. Данные измерений скоростей циркуляции и продольных распределений температуры стенки обогреваемой секции использованы для тестирования модернизированной методики гидравлического расчета контура. в методике используются соотношения для однонаправленного действия вынужденной и свободной конвекции, учитываются влияние изменения вязкости с температурой на теплообмен и трение, а также одновременное формирование гидродинамического и теплового пограничных слоев вдоль потока.

При малых плотностях теплового потока на стенке расчетные значения температуры стенки заметно ниже измеренных. Это свидетельствует о том, что расчетные скорости циркуляции выше реально установившихся в контуре. по мере увеличения теплового потока расхождение уменьшается, и при условиях, близких к закипанию жидкости, расчетные температурные кривые совпадают с измеренными.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ №19-08-01044

EXPERIMENTAL AND COMPUTATIONAL STUDY OF LOW-HEAD NATURAL CIRCULATION LOOP

Kaban'kov, O.N.; Yagov, V.V.; Sukomel, L.A.; Zubov, N.O.
(NRU "MPEI", Moscow, Russia)

Self-regulation of the heat transfer conditioms, the absence of pumps and the possibility of the system functioning in the absence of power supply make natural circulation loops attractive for their use in post-accident passive cooling systems of the core of nuclear power plants.

In practice, systems with natural circulation are started up from a state of rest. A relatively low driving head takes place at the initial stage of operation, and the liquid entering the heat removal zone is at ambient temperature, i.e. is highly subcooled to saturation temperature. Therefore, in the start up operation modes of these systems, including operation at low parameters, a single-phase natural convection of the working liquid is realized at relatively low circulation rates, and very often flow is laminar. At the same time the calculation of flow and heat transfer in natural circulation loop for single-phase convection at low circulation velocities is not a trivial task even for steady state conditions. The flow of liquid in the loop is put into effect exclusively under the action of thermogravitational forces and this flow is characterized by a continuous velocity profile deformation along the channel under the conditions of strong variability of liquid thermophysical properties, primarily the viscosity variability. This leads to a very complex structure of the velocity field, especially in laminar flow. In many cases three-dimensional effects arise at low circulation rates and if one uses the traditional 1D approximation it is quite possible that the behavior of the system will not be predicted satisfactorily enough. Unfortunately no substantiated recommendations to calculate friction and heat transfer for the above flow modes have yet been proposed for engineering practice. In the present state of affairs the calculations, as a rule, are carried out with the correlations for forced flow, which greatly overestimate the real circulation rates. Formulas for stabilized flow and heat transfer with constant thermophysical properties are often used.

In the present work an experimental study of the flow and heat transfer at single-phase convection in natural circulation loop is carried out. The experiments were performed on water and ethanol, which are the liquids with significantly different thermophysical properties. Measured data on circulation rates and longitudinal wall temperature distributions in the heated section were used to verify the modified method of hydraulic calculation of the loop. The method uses correlations for the conditions of the combined effect of the cocurrent forced and free convection, takes into account the effect of the viscosity variability with temperature on heat transfer and friction, as well as the simultaneous formation of hydrodynamic and thermal boundary layers along the flow. At low wall heat flux densities the calculated wall temperature values are noticeably lower than the measured ones. This indicates that the calculated circulation velocities are higher than those, which actually were set in in the loop. As the heat flux increases, the discrepancy decreases, and under the conditions close to liquid boiling the calculated temperature curves coincide with the measured ones.

This work was supported by the RFBR grant No. 19-08-01044

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРИБОЛОГИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ТРУЩИХСЯ ПОВЕРХНОСТЕЙ В СИСТЕМЕ «ВРАЩАЮЩИЙСЯ ВАЛ–ТЖМТ–СТЕНКА КРОНШТЕЙНА»

Бокова Т.А., Боков П.А., Волков Н.С., Маров А.Р.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева Нижний Новгород, Россия),
Баранова Л.В. (ФБУ «Нижегородский ЦСМ» Нижний Новгород, Россия)

В докладе представлены результаты экспериментальных трибологических исследований поверхностей трения системы вал – ТЖМТ – стенка кронштейна.

Исследования проводились применительно к условиям работы главных циркуляционных насосов установок малой и средней мощности с реакторами на быстрых нейтронах, охлаждаемых свинцовым теплоносителем с горизонтальными парогенераторами. Работы выполняются в Нижегородском государственном техническом университете им. Р.Е. Алексеева. Целью данной работы являлось экспериментальное определение физико-химических и трибологических характеристик пристенного слоя ТЖМТ в системе «вращающийся вал – ТЖМТ – стенка кронштейна».

Работы выполнялись на стенде ЭТС-2018 при температуре свинцового теплоносителя 440–500 °С. Экспериментальная сборка имитирующая вращение вала циркуляционного насоса позволяет исследовать структуру пристенного слоя при вращении вала в кольцевом зазоре между валом и гильзой, а также определить характеристики поверхности примененного конструкционного материала. Для получения данных о пристенном слое после 50–100 часов вращения вала в среде свинца со скоростью 700 об/мин происходит остановка электродвигателя; снимается быстросъемный кожух для обогрева гильзы; экспериментальный участок погружается в холодную воду. Затем отрезается нижний участок вала (10 см) вместе с гильзой. После чего производится трибологический анализ полученного участка на лабораторном оборудовании кафедры.

В результате проведенных экспериментальных работ было установлено, что пристенная область при вращательном движении представляет собой многокомпонентную структуру, в состав которой входят оксидное покрытие на поверхностях сталей, сцепленные с оксидным покрытием отложения частиц примесей твердой фазы, газовая (парогазовая) прослойка, слой частиц примесей в пограничном турбулентном слое, пропитанных теплоносителем, и свободно с ним перемещающимся. При сравнении пристенной области при вращательном

движении, заметно интенсивное перемешивание примесей в пристенной области и создание более однородной среды, по сравнению с возвратно-поступательным движением либо с течением в круглой трубе (подобные работы проводились на ранних этапах исследований). Было экспериментально установлено, что пристенный слой в контурах с ТЖМТ представляет собой дисперсную систему, в которой дисперсной средой является теплоноситель, содержащий дисперсную твердую фазу частиц примесей и газовую (парогазовую) фазу, ограниченных от дисперсной среды поверхностью раздела. Но при вращательном движении дисперсная система не имеет четких границ, имеет характер перемешанной дисперсной среды.

EXPERIMENTAL STUDIES OF THE TRIBOLOGICAL CHARACTERISTICS OF RUBBING SURFACES IN THE "ROTATING SHAFT-HLMC-BRACKET WALL" SYSTEM

Bokova, T.A.; Bokov, P.A.; Volkov, N.S.; Marov, A.R.
(NSTU n.a. R.E. Alekseev, Nizhny Novgorod, Russia); Baranova, L.V.
(FBI Nizhny Novgorod region CSM, Nizhny Novgorod, Russia)

The report presents the results of experimental tribological studies of the friction surfaces of the system shaft - HLMC - bracket wall.

The studies were carried out in relation to the operating conditions of the main circulation pumps of small and medium power plants with fast reactors cooled by a lead coolant with horizontal steam generators. The work is carried out at the Nizhny Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev. The aim of this work was to experimentally determine the physicochemical and tribological characteristics of the HLMC near-wall layer in the system: rotating shaft – HLMC – bracket wall.

The work was carried out at the «ETS-2018» stand at a lead coolant temperature of 440–500 °C. An experimental assembly that simulates the rotation of the circulation pump shaft allows one to study the structure of the wall layer when the shaft rotates in the annular gap between the shaft and the sleeve, as well as to determine the surface characteristics of the applied structural material. To obtain data on the near-wall layer, after 50-100 hours of rotation of the shaft in a lead medium at a speed of 700 rpm, the electric motor stops; the quick-detachable casing for heating the sleeve is removed; the experimental site is immersed in cold water. Then the lower section of the shaft (10 cm) is cut off together with the sleeve. After that, a tribological analysis of the obtained area is performed on the laboratory equipment of the department.

As a result of the experimental work, it was found that the near-wall region during rotational motion is a multicomponent structure, which includes an oxide coating on the surfaces of steels, deposits of solid phase impurities adhered to the oxide coating, a gas (vapor-gas) layer, a layer of impurity particles in the boundary turbulent layer, impregnated with a coolant, and freely moving with it. When comparing the near-wall region during rotational motion, intensive mixing of impurities in the near-wall region and the creation of a more homogeneous environment are noticeable, compared with reciprocating motion or with a flow in a round pipe (similar work was carried out at the early stages of research). It was experimentally established that the near-wall layer in the circuits with HLMC is a dispersed system in which the dispersed medium is a coolant containing a dispersed solid phase of impurity particles and a gas (vapor-gas) phase bounded from the dispersed medium by the interface. But with rotational motion, a dispersed system has no clear boundaries, has the character of a mixed dispersed medium.

ПОДХОД К ВЕРОЯТНОСТНОМУ ОБОСНОВАНИЮ УСЛОВИЯ ТПР И ИСКЛЮЧЕНИЯ РАЗРЫВА ТРУБОПРОВОДОВ ВТОРОГО КОНТУРА РУ ВВЭР

Алексеев А.Т., Алексеев П.В., Лоскутов О.Д., Тутнов А.А.
(НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

Данная работа посвящена описанию методологии расчета вероятности разрушения и применимости концепции «Течь перед разрушением» (ТПР) для трубопроводов второго контура для атомных электростанций с реактором ВВЭР.

Развитие компьютерной техники и постоянное совершенствование подходов к обоснованию безопасности эксплуатации ЯЭУ привело к тому, что в настоящее время большое количество работ ведется в области не только детерминистических, но и вероятностных расчетов для обоснования безопасности. в последние десять лет существенно изменилась нормативная документация в области вероятностных подходов. в введенных в 2016 году НП-001-15 большое внимание уделяется разработке ВАБ-1 и ВАБ-2. Кроме того, введен новый ГОСТ Р 58328-2018, описывающий методологию расчета применимости концепции «ТПР» для элементов первого и второго контура ядерных реакторов.

В данной же работе описан подход и пример расчета для концепции «ТПР» и исключения разрыва с применением вероятностных подходов для трубопроводов второго контура. в качестве объекта исследования выбран проект АЭС-2006. Были исследованы трубопроводы питательной воды и острого пара. в работе описываются методы для задания исходных данных с учетом известной дефектности, а также методика расчета в отсутствии таких данных. Приводится пример расчетов трубопроводов второго контура с использованием данных по дефектности, полученных АО ОКБ «Гидропресс». в работе продемонстрированы значения вероятностей возникновения течи при различных условных диаметрах $Д_у$. Данные приводятся как с учетом обнаружения трещин при неразрушающем контроле, так и при необнаружении.

Расчеты проводились как для кольцевых, так и для продольных трещин. В работе продемонстрированы вероятности возникновения течи в зависимости от накопленных напряжений.

APPROACH TO PROBABILISTIC JUSTIFICATION OF THE LEAK BEFORE BREAK AND RUPTURE ELIMINATION CONDITIONS OF PIPELINES IN THE SECOND CIRCUIT OF THE VVER RU

Alekseev, A.T; Alekseev, P.V.; Loskutov, O.D.; Tutnov, A.A.
(NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia)

This work is devoted to the description of the methodology for calculating the probability of failure and the applicability of the concept "Leak before break" (LBB) for pipelines of the secondary circuit for nuclear power plants with a VVER reactor.

The development of computer technology and the constant improvement of approaches to substantiating the safety of NPP operation has led to the fact that at present a large number of works are being carried out in the field of not only deterministic, but also probabilistic calculations for safety substantiation. In the last ten years, the normative documentation in the field of probabilistic approaches has changed significantly. In the NP-001-15 introduced in 2016, much attention is paid to the development of PSA-1 and PSA-2. In addition, a new standard GOST R 58328-2018 has been introduced, which describes the methodology for calculating the applicability of the "LBB" concept for the elements of the primary and secondary circuits of nuclear reactors.

This work also describes an approach and an example of calculation for the "LBB" concept and rupture elimination using probabilistic approaches for pipelines of the secondary circuit. AES-2006 project was chosen as the object of research. The feed water and live steam pipelines were examined. The paper describes methods for specifying the initial data, taking into account the known defectiveness, as well as the calculation method in the absence of such data. An example of calculations of pipelines of the secondary circuit using data on defectiveness obtained by JSC OKB Gidropress is given. The work demonstrates the values of the probabilities of leakage at various nominal diameters D_{cond}. The data are given both taking into account the detection of cracks during non-destructive testing and non-detection.

Calculations were carried out for both annular and longitudinal cracks. The work demonstrates the probabilities of leakage, depending on the accumulated stresses.

РАСЧЕТ ФУНКЦИЙ ГРИНА В МЕТОДЕ ПОВЕРХНОСТНЫХ ПСЕВДОИСТОЧНИКОВ ДЛЯ РЕШЕНИЯ УРАВНЕНИЯ ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ В КЛАСТЕРНЫХ ЯЧЕЙКАХ ТИПА РБМК

Султанов Н.В. (НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

Функции Грина уравнения переноса нейтронов в бесконечных однородных средах используются в методе поверхностных псевдоисточников для расчета нейтронных полей в ячейках ядерных реакторов. Ранее рассматривались ячейки с плоской симметрией, затем цилиндрической и сферической симметриями. В данной работе будут получены функции Грина для кластерных зон ячеек типа РБМК.

В методе поверхностных псевдоисточников функция распределения нейтронов в зоне z имеет следующий вид

$$\Psi^Z(x)=\int_y S^Z(y)G^Z(x/y)dy+\int_{Sy} g(y)G^Z(x/y)dy \qquad (1)$$

где x, y – совокупность пространственных r и угловых переменных Ω;

z – индекс зоны;

$S^Z(y)$ − функция, совпадающая с функцией источника нейтронов в пределах зоны z и естественным образом продолженная вне ее;

$G^Z(x/y)$ − функция Грина для однородной бесконечной среды с теми же сечениями, что и в зоне z;

$g(y)$ − поверхностные псевдоисточники зоны z, расположенные на поверхностях зоны z.

При численном решении уравнения переноса нейтронов в методе поверхностных псевдоисточников на границах кластерной зоны приравниваются пространственные и угловые моменты функции распределения нейтронов (1). Таким образом, очевидно, что нам потребуются функции Грина, записанные в координатах канала (на внутренней и внешней поверхностях кластерной зоны канала) и поглощающего блока (на поверхности поглощающего блока кластерной зоны).

Как пример плодотворной реализации данного подхода в сравнительно простом случае можно привести многогрупповой расчет кластерной ячейки РБМК с поглотителями по опции КЛАРА по программе SVL.

CALCULATION OF GREEN'S FUNCTIONS IN THE SURFACE PSEUDO-SOURCE METHOD FOR SOLVING THE NEUTRON TRANSPORT EQUATION IN RBMK-TYPE CLUSTER CELLS

Sultanov, N.V. (NRC "Kurchatov institute", Moscow, Russia)

The Green's functions of the neutron transport equation in infinite homogeneous media are used in the surface pseudo-source method to calculate the neutron fields in nuclear reactor cells. Earlier we considered cells with planar symmetry, then cylindrical and spherical symmetries. In this work we will obtain the Green's functions for the cluster zones of RBMK-type cells.

In the surface pseudo-source method, the neutron distribution function in the z-zone is

$$\Psi^Z(x) = \int_y S^Z(y) G^Z(x/y) dy + \int_{Sy} g(y) G^Z(x/y) dy \quad (1)$$

where x, y are a set of spatial r and angular Ω variables;

z is the zone index;

$S^Z(y)$ − function coinciding with the neutron source function within the zone z and naturally extended outside it;

$G^Z(x/y)$ − is the Green's function for a homogeneous infinite medium with the same cross sections as in the zone z;

$g(y)$ − surface pseudo-sources of zone z located on the surfaces of zone z.

When we solve the neutron transport equation numerically in the surface pseudo-source method, the spatial and angular moments of the neutron distribution function (1) are equated at the boundaries of the cluster zone. Thus, it is obvious that we will need Green's functions written in the coordinates of the channel (on the inner and outer surfaces of the cluster zone of the channel) and the absorbing block (on the surface of the absorbing block of the cluster zone).

As an example of a fruitful implementation of this approach in a relatively simple case, the multigroup calculation of the RBMK cluster cell with absorbers by the KLARA option using the SVL program.

АНАЛИЗ ИЗМЕНЕНИЯ pH В ПРИЯМКЕ ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ ПРИ ПРОТЕКАНИИ АВАРИИ ТИПА LOCA НА АЭС С ВВЭР-1200

Никифоров Н.С., Гаврилов А.В., Крицкий В.Г., Прохоров Н.А.
(СПбАЭП, Санкт-Петербург, Россия)

В процессе развития аварии на АЭС с ВВЭР одним из основных факторов радиационной безопасности является удержание радиоактивного йода в пределах контейнмента, вследствие его склонности к образованию летучих соединений, которые поступают в окружающую среду с утечками из контейнмента. Особую опасность эти процессы приобретают при авариях с расплавлением активной зоны, так как выход в контейнмент радионуклидов йода достигает максимальных значений, а параметры сред контейнмента способствуют образованию его летучих форм.

В соответствии с требованиями безопасности EUR, для подавления образования летучих форм йода, рекомендуемое значение pH раствора в аварийном бассейне (баки-приямки и перекрытия на отметке 0,000) должно быть в диапазоне от 7,0 до 8,0.

В докладе представлен разработанный модельный подход, позволяющий рассчитывать значения pH в аварийном бассейне при протекании аварии LOCA и при тяжелой аварии.

В докладе также рассмотрены варианты введения щелочи в приямок защитной оболочки при тяжелой аварии. Представлены предварительные расчеты, выполненные в ПО в Ansys, по распределению щелочи внутри аварийного бассейна с целью определения возможных застойных зон и выработки рекомендаций по оптимизации способа ввода щелочи.

ANALYSIS OF CHANGES IN pH IN THE CONTAINMENT SUMP DURING A LOCA TYPE ACCIDENT AT NPP WITH WWER-1200

Nikiforov, N.S.; Gavrilov, A.V.; Kritskiy, V.G.; Prokhorov, N.A.
(SPbAEP, St. Petersburg, Russia)

During the development of an accident at a nuclear power plant with WWER, one of the main factors of radiation safety is the retention of radioactive iodine within the containment, due to its tendency to form volatile compounds that enter the environment with leaks from the containment. These processes become especially dangerous in case of accidents with the melting of the core, since the release of iodine radionuclides into the containment reaches maximum values, and the parameters of the containment media contribute to the formation of its volatile forms.

In accordance with EUR safety requirements, in order to suppress the formation of volatile forms of iodine, the recommended pH value of the solution in the emergency pool (sump tanks and ceilings at around 0.000) should be in the range from 7.0 to 8.0.

The report presents the developed model approach that allows calculating the pH values in the emergency pool during a LOCA accident and during a severe accident.

The report also considered options for introducing alkali into the containment pit during a severe accident. Preliminary calculations performed in the Ansys software on the distribution of alkali inside the emergency pool are presented in order to determine possible stagnant zones and develop recommendations for optimizing the method of alkali injection.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ ВИТОГО И ПРЯМОТРУБНОГО ПАРОГЕНЕРИРУЮЩИХ КАНАЛОВ

Грабежная В.А., Михеев А.С., Ульянов В.В. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

Реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением (натрий, свинец, свинец-висмут) рассматриваются в качестве одного из перспективных направлений в концепции четвертого поколения развития мировой атомной энергетики. Новые проекты энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, охлаждаемыми натрием, разрабатываются в России, Индии, Китае, Корее, Франции, Японии, США. Проекты с реакторами, охлаждаемыми свинцом, – в России, Японии, Корее, Европе. В большинстве проектов реакторных установок (РУ) предполагается использовать парогенераторы интегрального исполнения. Экономические преимущества таких парогенераторов очевидны – существенно снижается металлоемкость и трудозатраты. Могут быть различные варианты исполнения парогенерирующих труб, размещенных в корпусе парогенератора: витые трубы (бухтовая навивка), вариант с U-образными трубами и прямые трубы. Последний вариант парогенерирующих труб в настоящее время рассматривается, например, в проектах РУ нового поколения типа БН (Россия) и PGSFR (Корея). в этих проектах парогенератора отсутствует выделение испарителя в отдельный корпус. на вход парогенератора подается недогретая вода, а на выходе из него образуется перегретый пар, поступающий напрямую в турбину.

В рамках реализации Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» в ГНЦ РФ – ФЭИ был выполнен комплекс экспериментальных работ по изучению теплогидравлики парогенерирующих каналов с обогревом натрием и свинцом. в качестве экспериментальной модели парогенератора с натриевым обогревом применительно к проектам РУ нового поколения типа БН рассматривалась прямотрубная модель. в качестве экспериментальной модели парогенератора РУ БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем первоначально была выбрана модель с продольным течением теплоносителей (свинец и вода) в витой трубе. в обеих моделях на входе воды в парогенерирующие трубы отсутствовали дроссельные устройства.

Испытания однотрубной модели с натриевым обогревом показали наличие нестационарного кризиса теплообмена. При работе на низких параметрах были обнаружены режимы, в которых присутствовали зоны с практически нулевым потоком на экономайзерном участке, так называемые балластные зоны. Область с низкими тепловыми потоками характерна и для всей закризисной зоны в режимах с перегревом пара. Отмечались циклические пульсации давления питательной воды. Если исключить нестационарный кризис теплообмена можно путем установки дроссельных устройств на входе в парогенерирующую трубу, то избавиться от балластных зон во всех режимах эксплуатации в случае единой парогенерирующей трубы, возможно только путем интенсификации теплообмена.

В витом парогенерирующем канале в разных эксплуатационных режимах балластных зон обнаружено не было. Во всем диапазоне изменения режимных параметров опрокидывания циркуляции не наблюдалось.

В докладе приводятся сравнительные характеристики температурных полей и пульсаций ряда режимных параметров в рассматриваемых парогенерирующих каналах, а также предлагаются способы интенсификации теплообмена для парогенератора прямотрубного исполнения.

COMPARATIVE ANALYSIS OF THERMAL HYDRAULICS OF ONCE-THROUGH STEAM GENERATING CHANNELS OF HELICALLY COILED TUBE AND STRAIGHT TUBE

Grabezhnaya, V.A.; Mikheyev, A.S.; Ulyanov V.V.
(JSC “SSC RF – IPPE”, Obninsk, Russian Federation)

Fast reactors cooled by liquid metal (sodium, lead, lead-bismuth alloy) are identified as one of the promising direct in the concept for Generation-IV Nuclear Energy Systems. New projects of power units for NPP with sodium-cooled fast reactors are under developed in Russia, India, China, Korea, France, and Japan, USA. Lead-cooled reactor projects are under development in Russia, Japan, Korea, Europe. The steam generators (SG) of integral performance are supposed to use as a SG for the most of the reactor plant projects. The economic advantages of such SG are obvious – the metal consumption and labor costs are significantly reduced. Different design versions of location of the steam-generating tubes in the SG housing (helically coiled tubes, U-shaped tubes, straight tubes) can be realized. The latter option of the SG with straight tubes is currently being considered for application in a new generation of RP, for example, of BN-type (Russia) and PGSFR (Korea) projects. In these projects of the SG, there is no separation of the evaporator into a separate housing. Subcooled water is supplied at the SG inlet, and superheated steam formed at the SG output comes directly to the turbine.

As part of the implementation of the Federal Target Program “Nuclear Power Technologies of the New Generation for the Period 2010–2015 and for the Future until 2020”, complex of experimental works has been carried out at the SSC RF – IPPE to study

the thermohydraulics of the steam generating channels heated by liquid sodium and lead. The straight-tube model was considered as an experimental model of sodium-heated SG for new generation BN RP projects. Initially, a model with a longitudinal flow of coolants (lead and water) in a helical coiled tube was chosen as an experimental model of SG RP BREST-OD-300. In both models, There were no throttling devices at water inlets of the steam generating tubes of the both SG modes.

In the results of testing of a single straight tube model heated by liquid sodium the transient heat transfer crisis was revealed. When operating under low parameters, modes with formation of zones with almost zero flow in the economizer section, so called ballast zones, were detected. Under the modes with the overheated steam, low heat fluxes were typical for the entire area that followed the zone with heat exchange crisis. Cyclic pulsations of the feed water pressure were noted. If a non-stationary crisis of heat transfer can be avoided by installing throttling devices at the inlet of feed water to the tube, to prevent the ballast zones formation under all operating modes is possible only by intensifying heat transfer.

No ballast zones were revealed in the case of helically coiled tubes under different operating modes. No reversal was observed in the whole range of the mode parameters.

The report presents comparative characteristics of the temperature fields and pulsations of a number of the regime parameters in the steam generating channels under consideration, and suggests ways of the intensification of heat transfer for the straight-tube steam generators.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТРАНСПОРТА ГАЗОВ В РУ ВВЭР-1000 ВО ВРЕМЯ ППР

Воробьева С.Ю., Воробьев Ю.Б. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

Опыт эксплуатации реакторных установок (РУ) типа ВВЭР показал, что в оборудовании первого контура могут образовываться взрывоопасные водородно-кислородные смеси и может происходить их детонация. Главным фактором появления водорода в РУ является радиолиз теплоносителя. Для РУ ВВЭР-1000 детальный расчет распределения водорода в контуре реактора в режиме планово-предупредительного ремонта (ППР) ранее не проводился. Кроме того, важной задачей представляется моделирование механизма попадания под крышку реактора и расчет концентрации кислорода, который образует взрывоопасную смесь с водородом.

Основной задачей исследования являлась разработка расчетной модели транспорта водорода и кислорода в надзонной части реактора, что позволило бы определить время, когда концентрация газов становится опасной, и выявить наиболее проблематичные с точки зрения водородной взрывобезопасности места.

Расчеты проводились с использованием кодов вычислительной гидродинамики (CFD). в докладе рассмотрены задачи для стояночного режима, расчеты были проведены на нескольких теплогидравлических моделях.

В модели уровень теплоносителя принимался находящийся в районе средней плиты блока защитных труб (БЗТ), общее пространство модели: от средней же плиты до крышки реактора. Стержни системы управления и защиты (СУЗ) представлены в виде геометрических тел. Отверстия в верхней плите БЗТ представлены в двух вариантах: упрощенно, в виде пористого тела и с детальным моделированием. Три центральных чехла СУЗа разгерметизированы по условию поставленной задачи. При определенных условиях через них может как поступать в реактор кислород, так и выходить наружу водород. Рассматривается задача конвекции, поступление и распределения водорода в объеме, места его накопления, подсоса

кислорода через разгерметизированные СУЗы и его циркуляция. Показана физичность моделирования на основе сравнения расчетных данных с проектными.

Было смоделировано несколько вариантных задач с задаваемым выделением водорода с поверхности воды, изучены изменения динамики транспорта газов.

В результате расчетов были выявлены места накопления водорода (в частности, в районе крышки реактора), определено время, когда концентрация водорода достигает критических значений при разных условиях задачи, установлен механизм поступления кислорода через разгерметизированные СУЗ.

SIMULATION OF GAS TRANSPORT IN VVER-1000 RP DURING SPM

Vorobyeva, S.Y.; Vorobyov, Y.B. (NRU MPEI, Moscow, Russia)

Experience in the operation of VVER-type NPP has shown that explosive hydrogen-oxygen mixtures can be formed in the primary system equipment and their detonation can occur. The main factor in the appearance of hydrogen in the NPP is the radiolysis of the coolant. For the VVER-1000 NPP, a detailed calculation of the distribution of hydrogen in the reactor in the scheduled preventive maintenance (SPM) mode has not been previously carried out. In addition, modeling the mechanism of getting into the reactor and calculating the concentration of oxygen, which forms an explosive mixture with hydrogen, seems to be an important task.

The main objective of the study was to develop a computational model for the transport of hydrogen and oxygen in the above core part of the reactor, which would make it possible to determine the time when the concentration of gases becomes dangerous and to identify the most problematic places from the point of view of hydrogen explosion safety.

The calculations were carried out using computational fluid dynamics (CFD) codes. The report considered problems for the nonoperational mode of the reactor. The calculations were carried out on several thermal-hydraulic models.

In the model, the coolant level was assumed to be located in the area of the middle plate of the block of protective tubes (BPT), the total space of the model: from the middle plate to the reactor head. Control and safety system (CSS) rods are presented in the form of geometric bodies. The holes in the upper plate of the BPT are presented in two versions: simplified, in the form of a porous body and with detailed modeling. Three central covers of the CSS are depressurized according to the condition of the research. Under certain conditions, oxygen can both enter the reactor through them and hydrogen can escape. The problem of convection, the flow and distribution of hydrogen in the volume, the places of its accumulation, the suction of oxygen through depressurized CSS and its circulation are considered. The physicality of modeling is shown on the basis of comparison of calculated data with design data.

Several variants were modeled with variation in hydrogen release from the water surface. Changes in the dynamics of gas transport were studied.

As a result of the calculations, places of hydrogen accumulation were identified (in particular, in the region of the reactor head), the time was determined when the hydrogen concentration reaches critical values under different task conditions, and the mechanism for oxygen supply through depressurized control and protection systems was established.

ИЗМЕНЕНИЕ УРОВНЯ ДВУКОМПОНЕНТНОЙ СРЕДЫ «ГАЗ-ТЖМТ» В СТАТИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ

Бокова Т.А., Зырянова Т.К.., Маров А.Р., Волков Н.С., Сумин Р.В., Погорелов М.Д. (НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)

В циркуляционном контуре с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ) необходимо решать задачу поддержания качества теплоносителя. Данная задача включает в себя поддержание заданного окислительно-восстановительного потенциала применительно к циркуляционным контурам. Для этого в контур ТЖМТ вводятся газы, за количеством которых должен осуществляться непрерывный контроль, для предотвращения превышения величины газонасыщения в контуре. Процесс газонасыщения контура с ТЖМТ мало изучен, исследования в данном направлении проводились лишь под определенные задачи.

Главная цель исследования – изучение влияния газонасыщения на свойства свинцового теплоносителя применительно к реакторным и исследовательским установкам с ТЖМТ. Для реализации данной цели были проведены экспериментальные исследования по определению влияния наличия «легкой» фазы на изменение объема теплоносителя в статических условиях.

Определение изменения объема теплоносителя при барботаже аргоном и водородом производились при помощи поплавкового уровнемера. Замер уровня осуществлялся до начала барботажа, сразу после его окончания и далее с равными интервалами времени в 15 сек. Барботаж осуществлялся через сопловый насадок, представляющий собой четверник, заглушенный с торцов, с суммарно 20 отверстиями на заглушках и 120 отверстиями на боковых поверхностях диаметром 0,9 мм.

В результате проведения исследований на установке с объемом теплоносителя 138 л и удалось зафиксировать изменение уровня на 2–4 мм. Были построены графики зависимости изменения объема от времени барботажа, по которым можно сделать вывод, что изменение уровня теплоносителя происходит в течение первых 5 минут, а снижение уровня после барботажа в течение 1,5 минуты до начального состояния свинца. Так же удалось зафиксировать подъем уровня теплоносителя на 2–4 мм при расходе аргона 15 мл/с с подачей 4,5 л газа в ТЖМТ и на 3–4 мм при расходе водорода 15 мл/с с подачей 4,5 л газа в ТЖМТ.

Далее были определены диаметр отрыва и скорость всплытия газовых пузырей, которые составили 1,45 мм и 7,28 м/с соответственно. Относительное газонасыщение составило 0,115 % для аргона и 0,141 % для водорода.

В дальнейшем планируется проведение исследований изменения объема теплоносителя при различных свободных уровнях и при различных видах истечения «легкой» фазы. Барботаж будет производится при постоянном давлении аргоном, водородом и газовой смесью.

На основании полученных в результате данных будут выданы рекомендации для проектирования и эксплуатации реакторных и исследовательских контуров, а также получены уникальные базы данных для последующего создания расчетных кодов.

Представленные результаты получены в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2023-0005 «Особенности и специфика применения тяжелых жидкометаллических теплоносителей в реакторных установках на быстрых нейтронах»).

CHANGING THE LEVEL OF THE TWO-COMPONENT MEDIUM "GAS-HLMC" IN STATIC CONDITIONS

Bokova, T.A.; Zyryanova, T.K.; Marov, A.R.; Volkov, N.S.; Sumin, R.V.; Pogorelov, M.D. (NSTU n. a. R.E. Alekseev, Nizhny Novgorod, Russia)

In a circulation circuit with heavy liquid metal heat carriers (HLMC), it is necessary to maintain the quality of the heat carrier. This task includes maintaining a specified redox potential in relation to circulation circuits. For this purpose, gases are introduced into the HLMC circuit, and their quantity must be continuously monitored to prevent exceeding the gas saturation value in the circuit. The process of gas saturation in the HLMC circuit is poorly understood, and research in this direction has only been conducted for specific tasks.

The main goal of this study is to investigate the influence of gas saturation on the properties of lead heat carrier in relation to reactor and research facilities with HLMC. To achieve this goal, experimental studies were carried out to determine the effect of the presence of a "light" phase on the change in the volume of the heat carrier under static conditions.

The determination of the change in volume of the heat carrier during argon and hydrogen bubbling was carried out using a float level meter. The level measurement was taken before the start of bubbling, immediately after its completion, and then at equal time intervals of 15 seconds. Bubbling was carried out through a nozzle that represented a square with plugs on the ends, with a total of 20 holes on the plugs and 120 holes on the side surfaces with a diameter of 0.9 mm.

As a result of the studies conducted on an installation with a heat carrier volume of 138 L, a change in level was recorded at 2–4 mm. Graphs were constructed showing the dependence of volume changes on the time of bubbling, from which it can be concluded that the change in the heat carrier level occurs within the first 5 minutes, and the level decreases after bubbling within 1.5 minutes to the initial state of lead. It was also possible to record a rise in the level of the heat carrier by 2–4 mm with an argon flow rate of 15 ml/s and the supply of 4.5 L of gas to the HLMC, and by 3–4 mm with a hydrogen flow rate of 15 ml/s and the supply of 4.5 L of gas to the HLMC.

Further, the diameter of detachment and the velocity of gas bubble rise were determined, which were 1.45 mm and 7.28 m/s, respectively. The relative gas saturation was 0.115 % for argon and 0.141 % for hydrogen.

In the future, studies will be conducted on the change in volume of the heat carrier at different free levels and with different types of "light" phase outflow. Bubbling will be carried out at a constant pressure of argon, hydrogen, and gas mixture.

Based on the data obtained as a result, recommendations will be issued for the design and operation of reactor and research circuits, and unique databases will be obtained for subsequent creation of calculation codes.

The presented results were obtained within the framework of the state assignment in the field of scientific activity (topic No. FSWE-2023-0005 "Features and specifics of the application of heavy liquid metal coolants in reactor installations with fast neutrons").

РАЗРАБОТКА И ИССЛЕДОВАНИЕ ПОПЛАВКОВО-ДИСКРЕТНОГО УРОВНЕМЕРА ТЯЖЕЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Сумин Р.В., Бокова Т.А., Мелузов А.Г., Волков Н.С., Маров А.Р., Зырянова Т.К., Погорелов М.Д.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)

Реакторные установки с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ) имеют свободный уровень теплоносителя. Одной из важнейших проблем, которую необходимо решить, является определение уровня теплоносителя.

Самым распространенным способом контроля изменения уровня теплоносителя в стендовых контурах с ТЖМТ является использование электроконтактного датчика. Однако основной проблемой этого устройства является потеря герметичности в месте уплотнения чувствительного элемента.

Для измерения уровня ТЖМТ можно использовать дискретный уровнемер на основе геркона. в этом устройстве газовый объем изолирован от объема контура ТЖМТ, что обеспечивает герметичность всей установки.

В НГТУ были проведены эксперименты для определения оптимальной конфигурации уровнемера и проверки его работоспособности при различных температурных режимах. При выборе компонентов был выбран геркон МКА-14103 группы Б, который оказался наиболее устойчивым к изменению температуры и имел оптимальную величину магнитодвижущей силы срабатывания.

Результаты обработки данных эксперимента подтверждают возможность использования данного метода для контроля уровня жидкометаллического теплоносителя. Устройство дает достаточно точный результат измерения. в ходе эксперимента не было обнаружено влияние «налипания» оксидов теплоносителя на работу уровнемера. Оно может применяться на различных экспериментальных стендах с жидкометаллическими теплоносителями при температурах 210–230 °С. Однако при более высоких температурах (420–450 °С) магнитные свойства герконов изменяются, что приводит к потере работоспособности устройства.

Для обеспечения работоспособности уровнемера при температуре 420–450 °С необходимо обеспечить охлаждение герконов путем продувки внутри чехла зонда воздухом через специальный канал, а также покрыть внутреннюю поверхность чехла зонда теплоизолирующим материалом. Это позволить снизить температуру самих герконов и обеспечить их работоспособность в данном температурном диапазоне.

Представленные результаты получены в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE–2023–0005 «Особенности и специфика применения тяжелых жидкометаллических теплоносителей в реакторных установках на быстрых нейтронах»).

DEVELOPMENT AND RESEARCH OF A FLOAT-DISCRETE LEVEL GAUGE FOR HEAVY LIQUID METAL COOLANT

Sumin, R.V.; Bokova, T.A.; Meluzov, A.G.; Volkov, N.S.; Marov, A.R.; Zyryanova, T.K.; Pogorelov, M.D.
(NSTU n. a. R.E. Alekseev, Nizhny Novgorod, Russia)

Reactors with heavy liquid metal coolant (HLMC) have a free coolant level. One of the most important problems to be solved is the determination of the coolant level.

The most common method of monitoring changes in the coolant level in test loops with HLMC is to use an electrical contact sensor. However, the main problem with this device is the loss of tightness at the sealing point of the sensitive element.

A discrete level gauge based on a reed switch can be used to measure the HLMC level. In this device, the gas volume is isolated from the HLMC loop volume, which ensures the tightness of the entire system.

Experiments were conducted at Nizhny Novgorod State Technical University to determine the optimal configuration of the level gauge and to test its performance under different temperature conditions. The MKA-14103 reed switch from Group B was chosen for its stability to temperature changes and optimal magnetic actuating force.

The results of the experiment confirm the possibility of using this method to control the level of liquid metal coolant. The device provides sufficiently accurate measurement results. During the experiment, no influence of the sticking of coolant oxides on the operation of the level gauge was detected. It can be used in various experimental setups with liquid metal coolants at temperatures of 210–230 °C. However, at higher temperatures (420–450 °C), the magnetic properties of the reed switches change, which leads to the loss of device functionality.

To ensure the functionality of the level gauge at temperatures of 420–450 °C, it is necessary to cool the reed switches by blowing air through a special channel inside the probe casing and to cover the inner surface of the probe casing with heat-insulating material. This will reduce the temperature of the reed switches themselves and ensure their functionality in this temperature range.

The presented results were obtained within the framework of the state assignment in the field of scientific activity (topic no. FSWE–2023–0005 “Features and specifics of the use of heavy liquid metal coolants in fast neutron reactor installations”).

РАСЧЕТ ТЕПЛОПЕРЕНОСА И ФЛУКТУАЦИЙ ТЕМПЕРАТУРЫ НА ПОВЕРХНОСТИ ТРУБОПРОВОДА ВБЛИЗИ Т-ОБРАЗНОГО СОЕДИНЕНИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ВИХРЕРАЗРЕШАЮЩИХ ПОДХОДОВ К МОДЕЛИРОВАНИЮ ТУРБУЛЕНТНОСТИ

Гарбарук А.В. (СПбПУ, Санкт-Петербург, Россия),
Грицкевич М.С. (СПбГМТУ, Санкт-Петербург, Россия)

Задача о турбулентном смешении потоков различной температуры в трубопроводах с Т-образным соединением представляет большой практический интерес для различных отраслей промышленности, в том числе для атомной энергетики. в последнем случае ее решение является необходимым для обеспечения безопасности эксплуатации ядерных реакторов, так как в процессе неизотермического турбулентного смешения на стенках трубы вблизи тройниковых соединений наблюдаются низкочастотные флуктуации температуры, приводящие к нестационарным термическим нагрузкам, в результате которых развивается термическая усталость конструкции и, в конечном итоге, может произойти разрыв трубопровода.

Расчет турбулентных пульсаций температуры с приемлемой для практики точностью представляет собой весьма сложную задачу. Это связано с тем, что традиционные подходы к моделированию турбулентных течений, базирующиеся на решении осредненных по Рейнольдсу уравнений Навье–Стокса (Reynolds Averaged Navier–Stokes equations, или RANS в англоязычной литературе), для этой цели не пригодны, а метод моделирования крупных вихрей (Large Eddy Simulation – LES), который, в принципе, позволяет решить эту задачу, требует огромных, зачастую недоступных в настоящее время вычислительных ресурсов. в этой связи наиболее перспективными походами к расчету пульсационных характеристик

турбулентных течений являются интенсивно развиваемые в последние десятилетия гибридные RANS-LES методы, которые обеспечивают приемлемую точность расчета при разумных вычислительных затратах. К ним, в частности, относятся метод моделирования отсоединенных вихрей (Detached Eddy Simulation – DES) и его более поздние усовершенствованные модификации, метод адаптируемых масштабов (Scale Adaptive Simulation – SAS) и ряд других аналогичных методов.

В настоящей работе проведен сравнительный анализ точности, обеспечиваемой различными методами при расчете турбулентного течения в Т-образном соединении труб (OECD/NEA Odemark тест), и показано, что наилучшее согласование с экспериментальными данными достигается при с использованием зонного RANS-IDDES (Improved Delayed DES) подхода в сочетании с генератором синтетической турбулентности, который размещается в области RANS-IDDES интерфейса и обеспечивает быстрый переход от моделируемой турбулентности к разрешенной. Расчеты течений в трубопроводах с тройниковыми соединениями при условиях, соответствующих экспериментам Kimura *et al.* (NED, 2010, v.240, p. 3055), показали высокую эффективность данного метода как для случая Т-образного соединении с прямой, так и с изогнутой на 90° входной трубой.

С использованием разработанной методологии выполнено численное исследование влияния изгиба входной трубы на флуктуации температуры в окрестности Т-образного соединения. Были рассмотрены конфигурации, в которых изгиб располагался на различном расстоянии и под различным углом по отношению к патрубку. в результате показано, в частности, что для минимизации флуктуаций температуры на поверхности предпочтительной является конфигурация, в которой входная труба до изгиба сонаправлена с патрубком, а при ее противоположном направлении рост среднеквадратичных пульсаций температуры может достигать 40 %.

CALCULATION OF HEAT TRANSFER AND TEMPERATURE FLUCTUATIONS ON THE SURFACE OF THE PIPE NEAR THE T-JUNCTION USING SCALE-RESOLVING APPROACHES TO TURBULENCE MODELING

Garbaruk, A.V. (SPbPU, Saint-Petersburg, Russia);
Gritskevich, M.S. (SMTU, Saint-Petersburg, Russia)

The problem of turbulent mixing of flows having different temperatures in pipelines with T-junctions is of great practical interest for various industries, including the nuclear energy one. In the latter case, the solution of this problem is critical to the safety of nuclear reactors, since non-isothermal turbulent mixing can lead to low-frequency temperature fluctuations on the walls of adjacent pipes, which results in cyclic thermal stresses and, ultimately, may cause the thermal fatigue and pipeline failure.

Sufficiently accurate prediction of turbulent temperature fluctuations is a very difficult task, since traditional approaches based on the Reynolds-averaged Navier-Stokes equations (RANS) are not capable of providing required accuracy, while the Large Eddy Simulation (LES), which, in principle, allows achieving this purpose, demands huge computational resources that are currently unavailable. In this regard, the most promising methods for calculating turbulent temperature fluctuations in the flows under consideration are hybrid RANS-LES approaches, which have been intensively developed in recent decades and proven to provide acceptable accuracy at reasonable computational costs. These approaches include, in particular, the Detached Eddy Simulation (DES) and its enhanced versions, the Scale Adaptive Simulation (SAS), and a number of other similar methods.

In this paper, a comparative analysis is carried out of the accuracy provided by various methods for calculating the turbulent flow in a T-junction (OECD/NEA Odemark test). It is shown that the best agreement with the experimental data is achieved with the use of the zonal RANS-Iimproved Delayed DES (IDDES) approach in combination with a synthetic turbulence generator which is located in the region of the RANS-IDDES interface and ensures a rapid transition from modeled to resolved turbulence. Calculations of flows in a T-junction under conditions corresponding to the experiments of Kimura et al. (NED, 2010, vol. 240, p. 3055) demonstrated the high efficiency of this method both for the case of a T-junction with a straight inlet pipe and with a pipe with 90°-bend.

With the use of the developed methodology, a numerical study of the influence of the inlet pipe bending on temperature fluctuations in the vicinity of the T-junction was performed. Considered configurations include bends located at different distances and directed at different angles with respect to the branch pipe. As a result, it was shown, that in terms of minimizing the temperature fluctuations on the surface, the preferred configuration is that, in which the inlet pipe upstream the bend is co-directed with the branch pipe. With its opposite direction, the increase in RMS of temperature fluctuations can reach 40 %.

КОМПЬЮТЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ КОНДЕНСАЦИОННОГО УСТРОЙСТВА

Тутукин А.В., Морозов А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Кудрявцев А.Ю., Щулепов К.В., Баринов А.А, Кальясов П.С., Чистяков О.А., Рязанов А.В.
(ООО «Саровский Инженерный Центр», г. Саров, Нижегородская обл., Россия)

В настоящее время в системах локализации аварий на АЭС применяются барботажные конденсаторы. в состав такого устройства входят бассейн с охлаждающей водой и каналы подвода горячего пара. При этом возникают вопросы реализации эффективной схемы конденсации, использующей весь объем жидкости в бассейне. Одним из вариантов такой схемы являются конденсаторы, работающие по принципу паро-водяного эжектора. Эффективность работы устройства определяется не только скоростью конденсации пара, но и величиной пульсаций давления, связанных с наличием неустойчивых режимов гидроаэродинамического течения с фазовым переходом.

Проектирование конденсационных устройств проводится на базе стендовых модельных испытаний. в данной работе предложен подход к моделированию конденсационного устройства циркуляционного типа с использованием инструментов вычислительной гидроаэродинамики. Моделирование проводится в ПО STAR-CCM+.

Движение вязкой теплопроводной среды описывается системой уравнений Навье–Стокса, уравнением энергии и уравнением состояния. Жидкость считается весомой. Для моделирования границы раздела сред вода/пар решается уравнение переноса концентрации фаз (модель VoF). Фазовый переход описывается моделью кавитации Шнерра–Сауэра (Schnerr–Sauer). Задача решается в осесимметричной постановке. Модели, описывающие течение сплошной среды и фазовые переходы, содержат ряд эмпирических констант. Калибровка констант проводится на базе экспериментальных данных.

По результатам моделирования получены нестационарные поля переменных и осредненные во времени характеристики (значения коэффициента эжекции). Проведена серия расчетов различных режимов работы устройства в том числе за границами экспериментального диапазона входных параметров. Результаты моделирования представлены на плоскости «температура воды – расход пара». Анализ результатов позволил выделить области качественно различных режимов работы установки.

Предложенный подход может быть использован как для моделирования работы конденсационных устройств на режимах, выходящих за границы возможностей экспериментальных стендов, так и для разработки перспективных конструктивных вариантов.

COMPUTER SIMULATION OF OPERATION OF A CONDENSATION DEVICE

Tutukin, A.V.; Morozov, A.V. (JSC NIKIET, Moscow, Russia);
Kalyasov, P.S.; Kudryavtsev, A.U.; Shchulepov, K.V.; Barinov, A.A.; Chistyakov, O.A.; Ryazanov, A.V. (Sarov Engineering Center, Sarov, Nizhny Novgorod region, Russia)

At present, bubbling condensers are used in accident localization systems at nuclear power plants. The composition of such a device includes a pool with cooling water and channels for supplying hot steam. This raises questions about the implementation of an efficient condensation scheme that uses the entire volume of liquid in the pool. One of the options for such a scheme are capacitors operating on the principle of a steam-water ejector. The efficiency of the device is determined not only by the rate of steam condensation, but also by the magnitude of pressure fluctuations associated with the presence of unstable regimes of hydroaerodynamic flow with a phase transition.

The design of condensing devices is carried out on the basis of bench model tests. In this paper, we propose an approach to modeling a circulation-type condensation device using CFD. Simulation is carried out in STAR-CCM+ software.

The motion of a viscous heat-conducting medium is described by the system of Navier-Stokes equations, the energy equation and the equation of state. The liquid is considered weighty. To simulate the water/steam interface, the phase concentration transfer equation (VoF model) is solved. The phase transition is described by Schnerr-Sauer cavitation model. The problem is solved in an axisymmetric formulation. Models describing the flow of a continuous medium and phase transitions contain a number of empirical constants. The constants are calibrated on the basis of experimental data

Based on the simulation results, non-stationary fields of variables and time-averaged characteristics (values of the ejection coefficient) were obtained. A series of calculations was carried out for various operating modes of the device, incl. outside the experimental range of input parameters. The simulation results are presented on the plane “water temperature - steam consumption”. The analysis of the results made it possible to identify areas of qualitatively different modes of operation of the facility.

The proposed approach can be used both for modeling the operation of condensing devices in modes that go beyond the limits of the capabilities of experimental stands, and for developing promising design options.

ТЕРМОДИНАМИКА НЕСТЕХИОМЕТРИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ В РАЗБАВЛЕННЫХ РАСТВОРАХ ЖИДКИЙ МЕТАЛЛ – КИСЛОРОД

Осипов А.А. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

В настоящее время актуальными задачами при разработке новых ядерных энергетических установок с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями на основе свинца и свинца-висмута (ТЖМТ) являются вопросы создания расчетных методик и кодов, описывающих процессы массопереноса в первых контурах таких установок. Одной из наиболее значимых проблем при этом является описание окислительных процессов конструкционных сталей

с ТЖМТ. Рассматривая процессы окислительного взаимодействия тяжелых жидкометаллических теплоносителей с конструкционными сталями, подавляющее большинство исследователей вполне обоснованно учитывают влияние примеси кислорода. Это проявляется в том числе и в виде указания в качестве одного из определяющих условий обеспечения коррозионной стойкости сталей поддержания того или иного кислородного режима теплоносителя. в подавляющих случаях в качестве такого условия используется величина термодинамической активности (ТДА) кислорода в теплоносителе.

Традиционно считается, что в равновесии с ТЖМТ находятся стехиометрические оксиды (Fe_3O_4, $FeCr_2O_4$ и др.), которые выполняют защитную функцию, препятствуя процессу растворения конструкционных сталей. При этом расчеты соответствующего значения ТДА кислорода выполняют для этих стехиометрических оксидов. в то же время, поскольку принимается, что в системах металл-оксид в равновесных условиях находятся нестехиометрические оксиды, возникает вопрос о составе этих оксидов и ТДА кислорода в таких системах. Следует отметить, что нестехиометричность соединений отражается на механических и транспортных свойствах оксидных покрытий, которые могут изменяться в широких пределах. на это указывал Ю. Третьяков, показавший, например, что коэффициент проницаемости магнетита по железу может изменяться более чем на два порядка в зависимости от парциального давления кислорода.

Таким образом, актуальной задачей в проблеме математического описания процессов массопереноса в ТЖМТ становится задача моделирования процессов диссоциации (образования) нестехиометрических соединений и фаз переменного состава в расплавах тяжелых металлов и их связи с ТДА кислорода.

В данной работе обозначены некоторые сложности применения классической теории к проблеме диссоциации соединений в многокомпонентных системах, состоящих из конденсированных фаз, и намечены пути их преодоления. в частности, показано, что использование имеющихся подходов к проблеме учета нестехиометричности оксидных соединений для описания поведения ТДА кислорода в расплавах тяжелых металлов ограничено отсутствием данных о связи изобарно-изотермического потенциала образования таких соединений с их составом. Предложены эмпирические и теоретические методы определения данного параметра для оксидов железа и железо-хромистых шпинелий.

Основным результатом работы является модель равновесной диссоциации нестехиометрических соединений и фаз переменного состава в ТЖМТ, построенная на основе решения системы уравнений сохранения массы, законов действующих масс и уравнений Гиббса–Дюгема.

THERMODYNAMICS OF NON-STOICHIOMETRIC COMPOUNDS IN DILUTE LIQUID METAL – OXYGEN SOLUTIONS

Osipov, A.A. (IPPE JSC, Obninsk, Russia)

Currently, the crucial tasks in the development of new nuclear power plants with heavy liquid metal coolants based on lead and lead-bismuth (HLMC) consists in the issues of developing calculation methods and codes to describe mass transfer processes in the primary circuits of such plants. One of the most significant problems in this case is to describe oxidation processes of structural steels in HLMC. When giving consideration to the processes of oxidative interaction of heavy liquid-metal coolants with structural steels, the overwhelming majority of researchers with good reason take into account the effect of oxygen impurities. This manifests itself, among other things, as a recommendation to maintain a certain oxygen regime of the coolant as one of the determining

conditions for ensuring the corrosion resistance of steels. The value of oxygen thermodynamic activity (TDA) in the coolant is predominantly used as such a condition.

It is traditionally believed that stoichiometric oxides (Fe_3O_4, $FeCr_2O_4$, etc.) are in equilibrium with HLMC, and they perform a protective function preventing the dissolution of structural steels. In this case, the calculations of the corresponding oxygen TDA value are performed for these stoichiometric oxides. At the same time, on the assumption that non-stoichiometric oxides are in equilibrium in the metal-oxide systems, the question arises about the composition of these oxides and oxygen TDA in such systems.

It should be noted that the non-stoichiometric nature of compounds affects the mechanical and transport properties of oxide coatings, which can vary over a wide range. This was pointed out by Yu. Tretyakov, who showed, for example, that the permeability coefficient of magnetite for iron can vary more than two orders of magnitude depending on the partial pressure of oxygen.

Therefore, the problem of modeling the processes of dissociation (formation) of non-stoichiometric compounds and phases of variable composition in heavy metal melts and their relationship with oxygen TDA becomes a crucial task in the problem of mathematical description of mass transfer processes in HLMC.

This paper outlines some problems in application of the classical theory to the issues of dissociation of compounds in multicomponent systems consisting of condensed phases, and ways to overcome these challenges. In particular, it is shown that the use of the existing approaches to the problem of accounting the non-stoichiometric nature of oxide compounds to describe the oxygen TDA behavior in heavy metal melts is limited by the lack of data on the relationship between the isobaric-isothermal potential of the formation of such compounds and their composition. Empirical and theoretical methods to determine this parameter for iron oxides and iron-chromium spinels are proposed.

The main result of the study is a model of equilibrium dissociation of non-stoichiometric compounds and phases of variable composition in HLMC, which is based on the solution of a system of mass conservation equations, the laws of mass action and the Gibbs–Duhem equations.

К ВОПРОСУ О СВОЙСТВАХ ПУЛЬСАЦИЙ ТЕМПЕРАТУРЫ В ЖИДКИХ МЕТАЛЛАХ

Осипов А.А. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

Благодаря сочетанию теплофизических и физико-химических свойств расплавы тяжелых (свинец, эвтектика свинец-висмут) и щелочных (натрий) металлов традиционно рассматриваются в качестве теплоносителей перспективных ядерных энергетических установках на быстрых нейтронах. Эксперимент показывает, что в условиях вынужденной или естественной конвекции жидкого металла изменения его температуры носят пульсационный характер. в связи с чем возникает вопрос о связи свойств пульсаций температуры с процессами тепломассообмена в жидких металлах, что имеет как фундаментальное, так и практическое значение, например, при разработке новых и совершенствовании существующих измерительных систем с применением статистических методов.

В рамках данной работы приводятся результаты экспериментального и расчетного исследования пульсаций температуры в жидком натрии, а также расплавах тяжелых металлов на основе свинца и висмута в условиях свободной и вынужденной конвекции. на основании анализа структурных и корреляционных функций установлено, что пульсации температуры в жидком металле связаны с его конвективным движением и характеризуются сильными

корреляциями, в частности установлено влияние эжекции водорода на структуру пульсаций в эвтектическом расплаве свинец-висмут. Показано, что для моделирования пульсаций температуры в расплавах тяжелых металлов могут быть использованы мультифрактальные модели.

ON THE ISSUE OF TEMPERATURE FLUCTUATION PROPERTIES IN LIQUID METALS

Osipov, A.A. (IPPE JSC, Obninsk, Russia)

Due to their combination of thermophysical and physicochemical properties, heavy (lead, lead-bismuth eutectic) and alkali (sodium) metal melts are traditionally considered as coolants for advanced fast neutron power plants. The experiment shows that under the conditions of forced or natural convection of a liquid metal, changes in its temperature are of a pulsating nature. In this connection, the question arises of the relationship between the properties of temperature pulsations and the processes of heat and mass transfer in liquid metals, which is of both fundamental and practical importance, for example, in the development of new and improvement of existing measuring systems with the use of statistical methods.

In this work presents the results of experimental and computational study of temperature fluctuations in liquid sodium, as well as in molten heavy metals based on lead and bismuth under the conditions of natural and forced convection. Based on the analysis of structural and correlation functions, it has been found out that temperature fluctuations in liquid metal are associated with its convective motion and are characterized by strong correlations, in particular, the effect of hydrogen ejection on the structure of fluctuations in lead-bismuth eutectics has been determined. It is shown that multifractal models can be used to simulate temperature fluctuations in heavy metal melts.

ВЕРИФИКАЦИЯ МОДЕЛИ КИПЕНИЯ НАСЫЩЕННОГО АММИАКА НА НОВЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ТЕПЛОПЕРЕДАЧЕ ПРИ ВЫСОКИХ ПАРАМЕТРАХ

Кудинов А.В., Мариничев Д.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Аммиак с аномально низкой вязкостью и хорошими теплофизическими свойствам является перспективным теплоносителем для компактных теплообменников. К таким свойствам относятся теплоемкость и теплота парообразования. в этой работе проведена верификация модели кипения аммиака в кольцевом канале на результатах экспериментального исследования нагрева наружной цилиндрической стенки конденсирующимся водяным паром. Большинство экспериментальных работ по кипению аммиака выполнено при параметрах, характерных для теплообменников в составе контуров холодильных тепловых машин. в частности, наиболее известны эксперименты Shah. К сожалению, эти работы осуществлены при температурах не более 25 °C.

В некоторых холодильных контурах с аммиаком происходит сброс тепла в окружающую среду посредством естественной конвекции. в таких контурах для уменьшения поверхности теплообмена требуется поддержание достаточно высокого температурного напора: теплоноситель – окружающая среда. с другой стороны, для холодильного контура с аммиаком оптимально обеспечивать приемлемый температурный напор с основным контуром, что накладывает ограничение сверху по температуре. в НИКИЭТ для данных условий на стенде

«Аммиак» проведены исследования теплообмена кипящего насыщенного аммиака при относительно высоких температурах до 85 °С.

В данной работе представлены результаты экспериментального исследования теплопередачи к кипящему насыщенному аммиаку в вертикальном кольцевом канале при относительно высоком давлении. Показана возможность использования аммиака как перспективного теплоносителя для снятия высоких тепловых нагрузок в затесненном канале при малых массовых скоростях, характерных для естественной циркуляции.

Разработана единая зависимость для локального коэффициента теплоотдачи свободно стекающей пленки конденсата вплоть до $Re_{пл} < 50000$. Предложена математическая модель теплопередачи к кипящему аммиаку от конденсирующегося пара через теплопроводную стенку. Математическая модель отверифицирована. Получено хорошее согласие расчетных и экспериментальных данных для исследованного диапазона параметров.

VERIFICATION OF A SATURATED AMMONIA BOILING MODEL BASED ON NEW EXPERIMENTAL DATA FOR HIGH-PARAMETER HEAT TRANSFER

Kudinov, A.V.; Marinichev, D.V. (JSC NIKIET, Moscow, Russia)

Ammonia with abnormally low viscosity and good thermophysical properties is a promising coolant material for compact heat exchangers. Such properties include heat capacity and vaporization heat. This study has verified a model of ammonia boiling in a circular channel based on results of an experimental investigation for heating of an outer cylindrical wall with condensing steam. Most of the experimental studies on ammonia boiling were performed with parameters typical of heat exchangers operating in refrigerating heat machine circuits. In particular, the best known of these are the investigations undertaken as part of the Shah experiments. Unfortunately, these studies were conducted at temperatures of not more than 25 °C.

Some refrigerating circuits with ammonia have heat discharged into the environment through natural convection. To reduce the heat exchange surface, such circuits require quite a high temperature difference (coolant – environment). On the other hand, it is reasonable that an acceptable temperature head with the main circuit is ensured for the refrigerating circuit with ammonia, this imposing the upper temperature limit. The heat exchange of boiling saturated ammonia was investigated for these conditions at relatively high temperatures of up to 85 °C at the Ammiak test facility at NIKIET.

This paper presents the results of an experimental investigation into the heat transfer to boiling saturated ammonia in a vertical annular channel at a relatively high pressure. It has been shown that it is possible to use ammonia as an advanced promising coolant material to remove high heat flux in a constricted channel at low mass velocities typical of natural circulation.

A single dependency has been developed for the local heat transfer coefficient of a freely draining condensate film of up to $Re_{film} < 50000$. A mathematical model has been proposed for the heat transfer from condensing steam to boiling ammonia through a heat-exchanging wall. The mathematical model has been verified. A good agreement of the calculated and experimental data has been obtained for the investigated range of parameters.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ РЕАКТОРА ИГР

Сураев А.С., Витюк В.А., Иркимбеков Р.А., Жанболатов О.М.
(Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Казахстан)

ИГР – это исследовательский реактор импульсного типа. Три материала активной зоны этого реактора являются его неотъемлемой частью: графит, пропитанный раствором урана (топливная часть колонн), непропитанный графит (боковой и подвесной отражатель) и гелий, в среде которого находится активная зона. Свойства непропитанного графита (марки ГМЗ) и гелия понятны и доступны из справочной литературы, в то время как свойства графита, пропитанного ураном, в полной мере неизвестны. в связи с чем значения плотности, теплоемкости и теплопроводности реакторного графита, задаваемые в расчетных моделях, вносят долю неопределенности в результаты моделирования. Само присутствие урана в топливных графитовых блоках также влияет на их теплофизические свойства.

При этом корректное определение температуры активной зоны исследовательского импульсного реактора ИГР в ходе расчетного моделирования является важной задачей, решение которой позволит повысить качество прогнозирования параметров работы реактора и условий проводимых реакторных экспериментов. Для решения данной задачи необходимо принять во внимание ряд особенностей, связанных с процессом передачи тепла по объему активной зоны реактора: (1) активная зона формируется из графитовых блоков и втулок, между которыми имеются технологические зазоры; (2) распределение мощности по активной зоне реактора во время пуска не стационарно и зависит от многих параметров; (3) нейтронно-физические и теплофизические параметры активной зоны оказывают взаимное влияние друг на друга. с учетом описанных выше особенностей разработан специализированный инструментарий, состоящий из нейтронно-физической и тепловой моделей реактора и программы управления. с его помощью удалось усовершенствовать подходы к формированию исходных данных, проведению расчетов и обработке результатов, что позволило оптимизировать использование временных и вычислительных ресурсов, а также снизить влияние человеческого фактора на результат моделирования.

Проверка тепловой модели была проведена по следующим критериям: (1) выполнено сравнение расчетных и экспериментальных данных по температурам в области расположения термопар активной зоны; (2) оценено время расхолаживания активной зоны; (3) проведен расчет k_{eff} для определенных энергетических состояний реактора, полученных при моделировании температурного поля.

Таким образом, выполнена разносторонняя валидация расчетной модели реактора ИГР, результаты которой говорят о хорошем качестве моделирования теплового состояния реактора с учетом известных особенностей.

Работа профинансирована Комитетом науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Грант № AP09058353 «Разработка инструментария для моделирования динамики нейтронного поля импульсного исследовательского ядерного реактора»).

STUDY OF THE TEMPERATURE FIELD OF THE IGR REACTOR

Surayev, A.S.; Vityuk, V.A.; Irkimbekov, R.A.; Zhanbolatov O.M.
(IAE Branch RSE NNC RK, Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan)

IGR is a pulsed research reactor. Three materials of the core of this reactor are its integral part: graphite impregnated with a solution of uranium (fuel part of the columns), unimpregnated graphite (side and hanging reflector), and helium, in which the core is located. The properties of unimpregnated graphite (GMZ) and helium are clear and available from reference literature, while

the properties of graphite impregnated with uranium are completely unknown. In this connection, the values of density, heat capacity, and thermal conductivity of reactor graphite, given in the calculation models, introduce a certain amount of uncertainty into the simulation results. The very presence of uranium in fuel graphite blocks also affects their thermophysical properties.

At the same time, the correct determination of the temperature of the core of the research pulsed reactor IGR in the course of computational simulation is an important task, the solution of which will improve the quality of predicting the parameters of the reactor operation and the conditions of ongoing reactor experiments. To solve this problem, it is necessary to take into account a number of features associated with the process of heat transfer over the volume of the reactor core: (1) the core is formed from graphite blocks and bushings, between which there are technological gaps; (2) power distribution over the reactor core during start-up is not stationary and depends on many parameters; (3) neutron-physical and thermophysical parameters of the core have a mutual influence on each other. Taking into account the features described above, a specialized toolkit has been developed, consisting of neutronic and thermal models of the reactor, and a control program. With its help, it was able to improve approaches to the formation of initial data, calculations, and processing of results, which made it possible to optimize the use of time and computing resources, as well as reduce the influence of the human factor on the simulation result.

The thermal model was tested according to the following criteria: (1) comparison of calculated and experimental data on temperatures in the region where core thermocouples are located; (2) the core cooldown time was estimated; (3) keff was calculated for certain energy states of the reactor obtained by modeling the temperature field.

Thus, a versatile validation of the computational model of the IGR reactor was performed, the results of which indicate a good quality of modeling the thermal state of the reactor, taking into account the known features.

The work was funded by the Science Committee of the Ministry of Science and Higher Education of the Republic of Kazakhstan (Grant No. AP09058353).

РАЗРАБОТКА И ВНЕДРЕНИЕ ТЕХНИЧЕСКОГО РЕШЕНИЯ ПО ЦИФРОВОМУ СОПРОВОЖДЕНИЮ СТРОИТЕЛЬСТВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДОВ ФОТОГРАММЕТРИИ

Кирияк Н.Ю. (АО «Прорыв», Москва, Россия)

Предметом исследования является изучение возможности применения методов фотограмметрии для создания 3D-моделей помещений и оборудования на всех этапах строительства, для возможности оперативного контроля отклонений от проектных моделей.

Много статей и опыта использования основаны на применении съемки предметов, зданий снаружи с разных ракурсов, при помощи кругового обхода или облета. Основная особенность, которую необходимо исследовать – возможно ли с помощью фотограмметрии создавать модели, фотографируя объект (в данном случае помещение) изнутри.

Фотограмметрия позволяет определить по снимкам исследуемого объекта его форму, размеры и пространственное положение в заданной системе координат.

Основной алгоритм состоит из этапов:

1) SfM (структура из движения, редкая реконструкция)

2) MVS (плотная реконструкция)

Более подробно был рассмотрен первый этап алгоритма на примере SIFT-метода (scale invariant feature transform). Метод основан на поиске соответствий между изображениями. Само изображение заменяется набором ключевых точек. Метод извлечения ключевых точек изображения – детектор. Детектор обеспечивает инвариантность нахождения точек относительно преобразования. Дескриптор – идентификатор ключевой точки.

Дескрипторы должны обеспечивать инвариантность нахождения соответствия между особыми точками относительно преобразований изображений. Преобразования, относительно которых нам нужна инвариантность: смещение, поворот, масштабирование, разная яркость, изменения положения камеры.

В результате работы удалось получить фотограмметрическую модель и совместить ее с проектной моделью. При наложении увидеть отклонения и измерить их.

Анализируя полученные результаты, хочу сказать, что данная методика применима для цифрового сопровождения процесса монтажа оборудования. Применение методики для сопровождения строительства теоретически возможно, но требует отдельного исследования.

DEVELOPMENT AND IMPLEMENTATION OF TECHNICAL DECISION FOR DIGITAL SUPPORT OF CONSTRUCTION USING PHOTOGRAMMETRY METHODS

Kiriyak, N.Yu. (JSC "Proryv", Moscow, Russia)

The object of research in this article is analysis of possibility of using photogrammetry methods to create 3D models of rooms and equipment at all stages of construction, to control deviations from design models.

Many articles and experience of use are based on the application of shooting objects, buildings outside from different angles, using a roundabout or flyby. The main feature that needs to be investigated is whether it is possible using photogrammetry to create models by photographing an object (in this case, a room) from the inside.

Photogrammetry allows you to determine the shape, size and spatial position in a given coordinate system from the images of the object under study.

Basic algorithm consists of two parts:

1) SfM (sparse reconstruction)

2) MVS (dense reconstruction)

The first stage of the algorithm was considered in more detail using the SIFT method as an example (scale invariant feature transform). The method is based on finding matches between images. The image itself is replaced by a set of key points. The method of extracting key points of an image is a detector. The detector provides the invariance of finding points relative to the transformation. The handle is the identifier of the cue point.

Descriptors should ensure the invariance of finding correspondence between singular points with respect to image transformations. Transformations about which we need invariance: displacement, rotation, scaling, different brightness, changes in camera position.

As a result of the work, it was possible to obtain a photogrammetric model and combine it with the design model. When superimposed, see deviations and measure them.

Analyzing the results, I want to say that this technique is applicable for digital support of the equipment installation process. The application of the technique to support the construction is theoretically possible, but requires a separate study.

СИСТЕМАТИЗАЦИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ОБОСНОВАНИЮ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ С ПОМОЩЬЮ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ

Вурим А.Д., Бакланова Ю.Ю., Акаев А.С., Мухамедова Н. М., Сысалетин А.В., Исламов Р.С.
(Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан)

С 90-х годов в Национальном ядерном центре Республики Казахстан (НЯЦ РК) проводятся исследования по обеспечению безопасности ядерной энергетики с использованием экспериментальных стендов «АНГАРА» и «ВЧГ-135». в течение этого времени был собран обширный объем экспериментальных данных о процессах, происходящих при возникновении тяжелых аварий на ядерных реакторах. Эти данные разнообразны, но имеют общие характеристики, что позволяет объединить результаты различных экспериментов в одну систему. с использованием методов качественного и количественного анализа была проведена обработка всех полученных данных с целью приведения их к унифицированному формату, пригодному для использования в информационно-аналитической системе (ИАС), созданной в НЯЦ РК для анализа результатов экспериментов. Помимо удобного и защищенного хранения различных данных каждого эксперимента, ИАС предоставляет возможность проводить типовые расчеты входных параметров экспериментов в едином рабочем пространстве, а также проводить комплексный анализ и сравнение характеристик каждого эксперимента и формировать протоколы на основе выбранных параметров данных. Одним из ключевых преимуществ ИАС является наличие результатов экспериментов, в которых использовались имитаторы кориума с содержанием урана-235. Анализ этих данных часто позволяет избежать дублирования экспериментов и, следовательно, сократить работу с радиоактивными материалами.

Разработка ИАС позволила решить следующие задачи:

- обеспечить сбор, хранение и систематизацию результатов экспериментов в рамках единой структуры с учетом их разнообразия;
- сформировать набор функций-операторов для каждого блока данных, составляющих структуру ИАС;
- разработать аналитические модули, обеспечивающие возможность проведения типовых расчетов в целях обработки результатов выполненных и планирования перспективных экспериментов (расчета тепловой мощности, необходимой для получения кориума, мощности индукторов, параметров теплоносителя систем охлаждения и др.), сравнения результатов различных экспериментов в табличном и графическом виде, включая возможность сравнения изображений.

Разработанная ИАС обладает расширенными функциональными возможностями для управления данными, полученными в ходе экспериментов, моделирующих процессы, происходящие при авариях на ядерных реакторах.

Благодарность

Настоящая работа выполнена в рамках грантового финансирования Министерства образования и науки Республики Казахстан (ИРН AP09260704 «Информационно-аналитическая система данных, полученных при экспериментальном моделировании процессов тяжелой аварии на ядерном реакторе», 2021–2023 гг.).

SYSTEMATIZATION OF EXPERIMENTAL DATA ON THE JUSTIFICATION OF PASSIVE SAFETY SYSTEMS OF WATER MODERATED REACTORS USING INFORMATION AND ANALYTICAL SYSTEM

Vurim, A.D.; Baklanova, Yu.Yu.; Akaev, A.S.; Mukhamedova, N.M.; Syssaletin, A.V.; Islamov R.S.
(IAE Branch RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan)

Since the 90s, the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan (NNC RK) has been conducting research to ensure the safety of nuclear energy using the ANGARA and VCG-135 experimental installations. During this time, a vast amount of experimental data was collected on the processes accompanying severe accidents in nuclear reactors. These data are diverse, but have common characteristics, which makes it possible to combine the results of various experiments into one system. Using methods of qualitative and quantitative analysis, all obtained data were processed in order to bring them to a unified format suitable for use in the information and analytical system (IAS) created at the NNC RK to analyze the results of experiments. In addition to convenient and secure storage of various data for each experiment, IAS provides the ability to perform standard calculations of input parameters of experiments in a single workspace, as well as conduct a comprehensive analysis and comparison of the characteristics of each experiment and generate protocols based on selected data parameters. One of the key advantages of IAS is the availability of results from experiments in which corium simulants containing uranium-235 were used. Analysis of this data often avoids duplication of experiments and therefore reduces handling of radioactive materials.

The development of IAS allowed to complete the following tasks:

- ensure the collection, storage and systematization of experimental results within a single structure taking into account their diversity;
- generate a set of operator functions for each data block that makes up the IAS structure;
- develop analytical modules that provide the ability to perform standard calculations in order to process the results of completed experiments and plan future experiments (calculation of the thermal power required to obtain corium; power of inductors; parameters of the coolant of cooling systems, etc.), comparing the results of various experiments in tabular and graphical form including the ability to compare images.

The developed IAS has advanced functionality for managing data obtained during experiments simulating processes occurring during accidents at nuclear reactors.

Acknowledgement

This research was conducted within grant funding from the Ministry of Education and Science of the Republic of Kazakhstan (IRN AR09260704 “Information and analytical system of data obtained during experimental modeling of the processes of a severe accident at a nuclear reactor”, 2021–2023).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПОТЕРЬ ПРИ ТЕЧЕНИИ ТЯЖЕЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТРУБАХ КРУГЛОГО СЕЧЕНИЯ

Погорелов М.Д., Бокова Т.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Сумин Р.В.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород, Россия)

Перспективы развития реакторов на быстрых нейтронах в России тесно связаны с реакторными установками натриевой серии и инновационным проектом БРЕСТ со свинцовым теплоносителем, к строительству которого приступили непосредственно с начала 2019 г. в отличие от натриевого теплоносителя, а тем более от водяного, тяжелые жидкометаллические теплоносители (такие как свинец, свинец-висмут) являются наименее исследованными с точки зрения гидродинамики, что обусловлено рядом их особенностей, к которым относят:

1) образование оксидных пленок, приводящих к несмачиванию внутренних стенок трубопроводов теплоносителем;
2) скопление (слив) частиц соединений компонентов сталей и теплоносителя в пристенной области;
3) образование газовых микрополостей малых размеров между теплоносителем и внутренними стенками трубопроводов и оборудования.

Опыт эксплуатации экспериментальных стендов с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями показывает, что именно эти процессы, протекающие в пристенном слое свинцового теплоносителя, имеют решающее значение для его гидродинамики.

Существующие методики расчета гидравлических потерь свинцового теплоносителя на участках трубопроводов и местных сопротивлениях, освещенные в открытой научной литературе, в своей основе опираются на использовании коэффициентов в уравнениях, полученных для водяного теплоносителя. Получение же адекватных специфике и технологии свинцового теплоносителя эмпирических зависимостей и коэффициентов возможно только на соответствующих исследовательских стендах.

Исследователи из НГТУ им. Р.Е. Алексеева поставили перед собой задачи по созданию стенда и проведению экспериментальных исследований для создания базы данных гидравлических потерь расплава на участках трубопроводов и местных сопротивлениях применительно к реакторным установкам с быстрыми реакторами на ТЖМТ. Для этого был спроектирован и создан экспериментальный стенд, который давал возможность проводить исследования как на водяном (проверяемые результаты), так и свинцовом теплоносителе (искомые данные), что давало бы возможность получить адекватную, верную информацию по гидравлическим потерям потока свинцового теплоносителя на участках трубопроводов и местных сопротивлениях. на первом этапе авторы провели апробацию стенда ТР-2022 для исследования местных гидравлических потерь на водяном теплоносителе при прохождении теплоносителем изогнутых участков трубопровода.

Дальнейшее проведение экспериментальных исследований гидравлики на свинцовом теплоносителе позволит получить массив данных, анализ которого поможет уточнить уже известные зависимости и обеспечит базу для верификации CFD-кодов, что будет полезно для конструкторов и проектантов оборудования РУ с ТЖМТ.

EXPERIMENTAL STUDY OF HYDRAULIC LOSSES DURING THE FLOW OF HEAVY LIQUID METAL COOLANT IN ROUND SECTION PIPES

Pogorelov, M.D.; Bokova, T.A.; Volkov, N.S.; Marov, A.R.; Sumin, R.V.
(NNSTU n.a. R.E. Alekseev, Nizhny Novgorod, Russia)

The prospects for the development of fast neutron reactors in Russia are closely linked to sodium series reactor installations and the innovative BREST project with a lead coolant, the construction of which began directly at the beginning of 2019. Unlike sodium coolant, and even more so - water, heavy liquid metal coolants (such as lead, lead-bismuth) are the least studied in terms of hydrodynamics, which is due to a number of their features, including:

1) formation of oxide films leading to non-wetting of the inner walls of pipelines by coolant;
2) accumulation of particles of compounds of steel components and coolant in the near-wall area;
3) formation of small gas microcavities between the coolant and the inner walls of pipelines and equipment. The experience of operating experimental stands with heavy liquid metal coolants shows that it is these processes occurring in the near-wall layer of lead coolant that are crucial for its hydrodynamics.

Existing methods for calculating hydraulic losses of lead coolant on pipeline sections and local resistances, covered in open scientific literature, are based on the use of coefficients in equations obtained for water coolant.

Obtaining adequate empirical dependencies and coefficients specific to lead coolant technology is only possible on relevant research stands.

Existing methods for calculating hydraulic losses of lead coolant on pipeline sections and local resistances, covered in open scientific literature, are based on the use of coefficients in equations obtained for water coolant. Obtaining adequate empirical dependencies and coefficients specific to lead coolant technology is only possible on relevant research stands.

Researchers from Nizhny Novgorod State Technical University set themselves the task of creating a stand and conducting experimental studies to create a database of hydraulic losses of melt on pipeline sections and local resistances for reactor installations with liquid metal cooled fast reactors. For this purpose, an experimental stand was designed and created, which made it possible to conduct research both on water (verified results) and lead coolant (sought-after data), which would make it possible to obtain adequate, correct information on hydraulic losses of lead coolant flow on pipeline sections and local resistances. At the first stage, the authors tested the TR-2022 stand for studying local hydraulic losses on water coolant when passing through curved sections of the pipeline.

Further experimental studies of hydraulics on lead coolant will allow obtaining a large amount of data, the analysis of which will help to clarify already known dependencies and provide a basis for verifying CFD codes, which will be useful for designers and designers of equipment for liquid metal cooled reactors.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОДОЛЬНОГО ОБТЕКАНИЯ ПУЧКА ЦИЛИНДРОВ С ЛОКАЛЬНЫМИ ЗАВИХРИТЕЛЯМИ (OECD/NEA MATiS-H ТЕСТ)

Гарбарук А.В., Матюшенко А.А., Стрелец М.Х. (СПбПУ, Санкт-Петербург, Россия)

В 2011 году рабочая группа по анализу и управлению авариями на атомных электростанциях (WGAMA) инициировала проведение международного проекта OECD/NEA CFD Test. Целью данного проекта была количественная оценка точности, обеспечиваемой различными CFD-подходами при расчете сложного турбулентного течения, формирующегося на выходе из решетки завихрителей, путем сравнения результатов расчетов, полученных различными научными группами, с результатами измерений гидравлических характеристик продольно обтекаемого пучка параллельных цилиндров (5×5), выполненных в Корейском научно-исследовательском институте атомной энергии (KAERI) на установке MATiS-H. в настоящей работе представлены основные результаты, полученные ее авторами в рамках данного проекта. Следует отметить, что предлагаемый тест являлся «слепым», т. е. экспериментальные данные не были известны участникам до проведения расчетов и предоставления их результатов организаторам проекта.

На начальной стадии работы были проведены методические исследования, направленные на выбор оптимального подхода к решению предложенной организаторами проекта задачи. Эти исследования в частности включали «эталонный» расчет с использованием метода моделирования крупных вихрей с пристеночным моделированием (Wall-Modeled Large Eddy Simulation – WMLES). в связи с невозможностью его проведения в постановке задачи, полностью соответствующей экспериментальной установке (для этого доступные авторам вычислительные ресурсы были недостаточны), все методические исследования проводились в рамках ее упрощенной постановки, а именно в предположении о том, что пучок цилиндров является бесконечным. Это позволяет ограничить расчетную область «ячейкой», включающей один межцилиндровый зазор, и использовать на ее границах условия периодичности, что сокращает вычислительные затраты в 12,5 раз и делает эталонный расчет вполне возможным. Наряду с эталонным расчетом была выполнена соответствующая (в рамках той же постановки задачи) серия расчетов, базирующиеся на численном решении нестационарных трехмерных уравнений Рейнольдса (Unsteady Reynolds Averaged Navier-Stokes Equation – URANS), замкнутых с использованием широкого спектра моделей турбулентности, включая модель рейнольдсовых напряжений. Сопоставление результатов этих расчетов с результатами эталонного WMLES расчета показало, что наилучшее согласование с последними достигается при использовании дифференциальной линейной модели переноса сдвиговых напряжений Ментера (k-ω SST модель) с поправкой на кривизну линий тока (SST-CC) и с моделью рейнольдсовых напряжений ω-RSM.

Результаты расчета предложенного теста в рамках полной постановки задачи (для конечного пучка цилиндров 5×5) показал, что подход URANS способен предсказывать данное течение с приемлемой точностью.

NUMERICAL SIMULATION OF FLOW THROUGH A ROD BUNDLE WITH SPACER GRIDS (OECD/NEA MATIS-H TEST)

Garbaruk, A.V.; Matushenko, A.A.; Strelets, M.Kh. (SPbPU, Saint Petersburg, Russia)

In 2011, the Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) launched the “OECD/NEA Sponsored CFD Benchmark Exercise: Turbulent Flow in a Rod Bundle with Spacers”. The aim of this project was to quantify the accuracy provided by various CFD approaches

in calculating the complex turbulent flow that forms at the outlet of a spacer grid by comparing the results of calculations obtained by various scientific groups with the results of measurements of the hydraulic characteristics of a 5×5 rod bundle performed by at the Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) on the MATiS-H test facility. This paper presents the main results obtained by the authors in the course of this project. It should be noted that the proposed test was "blind", i.e. the experimental data were not known to the participants before the calculations were carried out and their results were presented to the project organizers.

At the initial stage of the work, methodological studies were carried out aimed at choosing the optimal approach to solving the problem. These studies included a "benchmark" simulation conducted using the Wall-Modeled Large Eddy Simulation (WMLES). Due to the impossibility of carrying out this simulation for the finite 5x5 rod bundle array (this required the computational resources unavailable to the authors), all the methodological studies were performed within its simplified formulation, namely, under the assumption that the rod bundle array is infinite. This makes it possible to limit the computational domain by a "cell" that includes only one sub-channel and use periodicity conditions on its opposite boundaries, which reduces the required computational resources by a factor of 12.5 and makes the "reference" calculation quite possible. Along with the reference calculation, a corresponding (within the same problem statement) series of the simulations were performed based on the Unsteady Reynolds Averaged Navier-Stokes Equations (URANS) combined with a wide range of turbulence models including differential Reynolds stress model. The comparison of the results of these calculations with the results of the a "benchmark" WMLES showed that the best agreement with the latter is achieved when the k-ω SST model of Menter with the curvature correction (SST-CC) is used. In this regard, this model not only surpass the other linear models, but also the Reynolds stress model (ω-RSM).

Simulations of the full geometry (the 5×5 Rod Bundle Flow) show that the URANS approach is capable of predicting the flow with the reasonable accuracy.

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ НАСЛЕДСТВЕННОСТИ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СВАРНЫХ КОНСТРУКЦИЙ

Куркин А.С., Куркин А.Б. (МГТУ им. Н.Э. Баумана (НИУ), Москва, Россия)

Точность и достоверность прочностных расчетов сложных металлоконструкций ограничивает недостаток надежных данных о свойствах материалов. Это относится, в первую очередь, к сварным конструкциям, материал которых подвергается в процессе изготовления высокотемпературному термодеформационному воздействию. В результате в сварных соединениях возникают зоны с различной структурой и свойствами, существенно влияющие на прочность конструкций. Кроме того, формируется поле остаточных технологических деформаций и напряжений, изменяющее напряженное состояние конструкции в процессе ее эксплуатации.

Экспериментальное определение этих факторов требует больших материальных и временных затрат, поэтому более эффективно применение математического моделирования технологических процессов изготовления и ремонта конструкций.

Важной частью конечноэлементного программного комплекса «Сварка», разработанного в МГТУ им. Н.Э. Баумана, являются средства расчетного определения структурного состава и свойств сталей и сплавов в зависимости от состава легирования и циклов многократного нагрева и охлаждения в процессе сварки многослойного шва, его термической обработки и последующей эксплуатации изготовленной конструкции.

К настоящему времени в мире накоплен и опубликован большой объем результатов экспериментальных исследований структурных превращений сталей и сплавов при термической обработке. Тем не менее отсутствуют надежные модели, позволяющие связать параметры превращения и свойства с химическим составом сплава.

В основе разработанной методики расчетного определения свойств легированной стали лежит представление о наличии в ее составе нескольких структурных компонентов (аустенита, феррита, перлита, бейнита и мартенсита), свойства каждого из которых зависят от химического состава и температуры, но не зависят от истории предшествовавших нагревов и охлаждений. Таким образом, задача расчета свойств стали распадается на две более простых: определение свойств отдельных компонентов и расчет изменений процентного содержания компонентов в процессе нагрева и охлаждения.

Проведенная на этой основе статистическая обработка опубликованных диаграмм превращений позволила получить достаточно обоснованные регрессионные модели температурных и временных параметров превращений, а также механических свойств (твердости, временного сопротивления, предела текучести, относительного удлинения, поперечного сужения и ударной вязкости) сталей в широком интервале легирования (до 7 % суммарной концентрации легирующих элементов).

Полученные данные были использованы при моделировании технологии ремонта парогенератора ПГВ-1000. Повреждения парогенератора в процессе эксплуатации чаще всего происходят вблизи шва № 111, соединяющего первый контур АЭС с корпусом парогенератора. Компьютерное моделирование процесса многослойной сварки этого шва позволяет рассчитать распределение свойств и остаточных напряжений в зоне сварки и выбрать технологию, снижающую риск появления и роста трещин при эксплуатации АЭС.

CALCULATED ASSESSMENT OF TECHNOLOGICAL HEREDITY TO JUSTIFY THE SAFETY OF OPERATION OF WELDED STRUCTURES

Kurkin, A.S.; Kurkin, A.B. (Bauman MSTU (NRU), Moscow, Russia)

The accuracy and reliability of strength calculations for complex metal structures is limited by the lack of reliable data on the properties of materials. This applies, first of all, to welded structures, the material of which is subjected to high-temperature thermal deformation during the manufacturing process. As a result, zones with different structure and properties appear in welded joints, which significantly affect the strength of structures. In addition, a field of residual technological deformations and stresses is formed, which changes the stress state of the structure during its operation.

The experimental determination of these factors requires large material and time costs, therefore, the use of mathematical modeling of technological processes for the manufacture and repair of structures is more effective.

An important part of the finite element software package "Welding", developed at the Bauman Moscow State Technical University, are means of calculating the structural composition and properties of steels and alloys, depending on the alloying composition and cycles of repeated heating and cooling during welding of a multilayer weld, its heat treatment and subsequent operation of the fabricated structure.

To date, a large volume of results of experimental studies of structural transformations of steels and alloys during heat treatment has been accumulated and published in the world. Nevertheless, there are no reliable models that allow one to relate the transformation parameters and properties to the chemical composition of the alloy.

The developed methodology for calculating the properties of alloyed steel is based on the idea of the presence in its composition of several structural components (austenite, ferrite, pearlite, bainite and martensite), the properties of each of which depend on the chemical composition and temperature, but do not depend on the history of previous heatings and coolings. Thus, the task of calculating the properties of steel is divided into two simpler ones: determining the properties of individual components and calculating changes in the percentage of components during heating and cooling.

The statistical processing of the published transformation diagrams carried out on this basis made it possible to obtain sufficiently substantiated regression models of the temperature and time parameters of the transformations, as well as the mechanical properties (hardness, tensile strength, yield strength, relative elongation, transverse contraction and impact strength) of steels in a wide alloying range (up to 7 % of the total concentration of alloying elements).

The data obtained were used in modeling the repair technology of the PGV-1000 steam generator. Damage to the steam generator during operation most often occurs near weld No. 111, which connects the primary circuit of the NPP with the steam generator vessel. Computer modeling of the process of multilayer welding of this weld makes it possible to calculate the distribution of properties and residual stresses in the welding zone and choose a technology that reduces the risk of the appearance and growth of cracks during NPP operation.

СВОБОДНАЯ КОНВЕКЦИЯ В ОБЪЕМЕ ЖИДКОГО МЕТАЛЛА С ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИМ ЭЛЕМЕНТОМ В ПОПЕРЕЧНОМ МАГНИТНОМ ПОЛЕ

Беляев И.А., Листратов Я.И., Лучинкин Н.А, Шенягин Е.М., Балабаев Н.Е.
(ОИВТ РАН, Москва, Россия)

Ограниченные запасы ядерного топлива и возрастающее ежегодно количество радиоактивных отходов порождает необходимость развивать концепции, расширяющие возможности атомной энергетики: системы замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ), термоядерные реакторы (ТЯР) с возможностью самообеспечения тритием и термоядерные источники нейтронов (ТИН). Все проекты данных направлений развития подразумевают использование жидких металлов в качестве теплоносителя и материала для наработки ядерного топлива. Жидкие металлы (ЖМ) обладают рядом особенностей, которые делают их, с одной стороны, привлекательной рабочей средой (теплофизические свойства, отсутствие замедления нейтронов, высокая температура кипения и низкое давление паров) а с другой – порождают трудности в их использовании (высокая температура плавления, химическая и коррозионная активность с воздухом и конструкционными материалами). Кроме того, использование ЖМ в сильных магнитных полях многократно увеличивает затраты на их прокачку, а также приводит к появлению интересных эффектов при взаимодействии поля с вихревыми структурами, порождаемыми силами плавучести вблизи областей нагрева. Отсутствие надежной экспериментальной базы (особенно свободной и смешанной конвекции в магнитном поле) существенно осложняет численное моделирование проектируемых систем ядерных и термоядерных установок и делает невозможным создание и отладку новых расчетных моделей. Проведение исследований на натурных теплоносителях таких как натрий, свинец, эвтектические сплавы свинца и лития осложнено спецификой теплоносителей, а также инженерными и финансовыми трудностями в создании и эксплуатации экспериментальных установок.

Поэтому, для воссоздания условий, близких к условиям, реакторов, использующих жидкие металлы, на базе Лаборатории №5 «Инженерной теплофизики и возобновляемой энергетики» ОИВТ РАН был создан экспериментальный стенд для исследования гидродинамики

и теплообмена жидкометаллических теплоносителей в том числе – под действием поперечного магнитного поля.

В данной работе приведены результаты экспериментального исследования воздействия поперечного магнитного поля на структуру свободноконвективных потоков, порождаемых цилиндрическим нагревателем малого диаметра в замкнутом объеме ртути. Рабочий участок представлял из себя квадратный канал сечением 56х56 мм внутри которого аксиально располагался цилиндрический нагреватель. На наружных стенках канала, с помощью водяного охлаждения, обеспечивалось условие постоянства температуры стенки. Измерения проводились погружным микротермопарным зондом в диапазоне чисел Грасгофа $Gr = 9\ 10^{14} – 7\ 10^{15}$(q = 100-750 Вт), Гартмана Ha = 0 – 1135 (B = 0-1,6 Тл).

В результате измерений было обнаружено существенное влияние поперечного МП на свободноконвективные потоки ЖМ: наблюдалось практически полное подавление пульсаций температуры в плоскости, параллельной магнитному полю, в то время как в перпендикулярной плоскости подавления не обнаружено.

Работа выполнена при финансовой поддержке Мега Гранта МИНОБР №14.Z50.31.0042

ВАЛИДАЦИЯ ПРОГРАММЫ MATADOR ДЛЯ ПОЯЧЕЙКОВОГО ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО АНАЛИЗА ТВС ИННОВАЦИОННЫХ ПРОЕКТОВ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Залесов А.С., Чуркин А.Н., Баисов А.М. (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия)

Достоверное предсказание теплогидравлических процессов в активной зоне является сложной задачей, которую необходимо решить в процессе проектирования инновационных реакторных установок для обоснования их безопасной и надежной эксплуатации. Для достижения этой цели в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» разработана программа MATADOR, предназначенная для поячейкового теплогидравлического расчета ТВС с различными теплоносителями. Этап валидации программы на экспериментальных данных по всем ключевым физическим явлениям в активной зоне имеет первостепенное значение, поскольку позволяет подтвердить достоверность полученных результатов расчетов.

В работе представлено краткое описание программы MATADOR. Приведены результаты расчетов экспериментов, выполненных в Сианьском университете Цзяотон, с охлаждением пучков стержней водой при сверхкритическом давлении. А также приведен результат расчета эксперимента на стенде NACIE-UP с охлаждением пучка стержней свинцово-висмутовым теплоносителем. Результаты расчетов по программе MATADOR сравнивались с экспериментальными данными и результатами расчетов по другим программам. Анализ проведенных расчетных исследований подтвердил способность программы MATADOR моделировать экспериментальные данные с более высокой степенью точности по сравнению с другими поячейковыми программами.

VALIDATION OF MATADOR CODE FOR SUB-CHANNEL ANALYSIS OF FUEL ASSEMBLIES OF INNOVATIVE REACTOR PLANT PROJECTS

Zalesov, A.S.; Churkin, A.N.; Baisov, A.M. (OKB Gidropress JSC, Podolsk, Russia)

Accurate prediction of thermal-hydraulic processes in a core is a complex task to be solved in the process of innovative reactor plant designing to justify their safe and reliable operation. To achieve this goal, OKB Gidropress JSC has developed the MATADOR code designed for the sub-channel

thermal-hydraulic calculation of fuel assemblies with various coolants. The validation stage of the code based on experimental data on all key physical phenomena in a core is paramount importance, since it allows confirming the reliability of the obtained calculation results.

Work presents a brief description of the MATADOR code. The results of calculations of experiments performed at Xi'an Jiaotong University with rod bundles cooled by supercritical water are presented. The result of calculation of experiment on the NACIE-UP test facility with cooling of the rod bundle by lead-bismuth eutectic is also presented. The results of MATADOR code calculations were compared with experimental data and the results of other codes calculations. The analysis of results confirmed the ability of the MATADOR code to simulate experimental data with a higher degree of accuracy compared to other sub-channel codes.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ РАСЧЕТА ПОКАЗАТЕЛЕЙ СВАРИВАЕМОСТИ С ЦЕЛЬЮ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОТВЕТСТВЕННЫХ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Куркин А.С., Королев С.А., Розанов Д.С., Кругляк Е.А.
(МГТУ им. Н.Э. Баумана (НИУ), Москва, Россия)

Обеспечение безопасной эксплуатации ответственных конструкций, включающих сварные соединения, является сложным комплексным процессом. Данный процесс включает в себя вопросы, связанные с оценкой свариваемости применяемых материалов. В настоящее время проведение такой оценки возможно экспериментальными и расчетными методами. Учет влияния большего количества значимых факторов возможен только расчетными методами с применением компьютерных технологий.

Разрабатываемое программное обеспечение включает в себя модули со следующим функционалом:

1) модули ввода и анализа введенных данных;
2) модуль расчета тепловой задачи, рассчитывающий сварочные термические циклы для металла шва и околошовной зоны (ОШЗ), а также их основные обобщающие параметры;
3) модуль расчета структуры металла шва и ОШЗ, определяющий соотношение структурных составляющих (наличие или отсутствие закалочных фаз), а также размеры зерна ОШЗ, измененные по отношению к исходным в результате воздействия сварочного термического цикла;
4) модуль расчета механических свойств, результатом моделирования которого являются значения основных механических свойств (условный предел текучести, временное сопротивление, относительное удлинение и сужение, твердость и ударная вязкость;
5) модуль расчета перераспределения диффузионного водорода, результатом моделирования которого являются максимальная концентрация диффузионного водорода в ОШЗ, а также величина инкубационного периода, в течение которого данная концентрация достигается,
6) модуль прогнозирования стойкости против образования холодных трещин, результатами моделирования которого являются: действующее напряженно-деформированное состояние сварного шва и ОШЗ, а также критическое напряжение, превышение которого приводит к образованию холодных трещин,

7) модуль корректировки технологических параметров, позволяющий рекомендовать изменения в первоначально введенные конструктивно-технологические параметры процесса;
8) модуль вывода результатов – графический интерфейс (GUI), позволяющий производить просмотр и анализ получаемых данных как в текстовом, так и в графическом режимах.

Использование разрабатываемого программного обеспечения позволит повысить экономическую эффективность конструкторско-технологической подготовки производства и снизить текущие расходы в процессе производства.

SOFTWARE FOR CALCULATING WELDABILITY INDICATORS IN ORDER TO ENSURING SAFE OPERATION OF CRITICAL WELDED JOINTS NUCLEAR POWER PLANTS

Kurkin, A.S.; Korolev, S.A.; Rozanov, D.S.; Kruglyak, E.A.
(Bauman MSTU (NRU), Moscow, Russia)

Ensuring the safe operation of critical structures, including welded joints, is a complex complex process. This process includes issues related to the assessment of the weldability of the materials used. Currently, such an assessment is possible by experimental and computational methods. Taking into account the influence of a larger number of significant factors is possible only by calculation methods using computer technology.

The developed software includes modules with the following functionality:

1) input and analysis modules of the entered data;
2) the module for calculating the thermal problem, which calculates the welding thermal cycles for the weld metal and heat-affected zone (HAZ), as well as their main generalizing parameters;
3) the module for calculating the structure of the weld metal and the HAZ, which determines the ratio of structural components (presence or absence of quenching phases), as well as the grain sizes of the HAZ, changed relative to the initial ones as a result of the impact of the welding thermal cycle;
4) the module for calculating mechanical properties, the result of modeling which are the values of the basic mechanical properties (conditional yield strength, time resistance, elongation and contraction, hardness and toughness;
5) the module for calculating the redistribution of diffusive hydrogen, the result of modeling which is the maximum concentration of diffusive hydrogen in the HAZ, as well as the value of the incubation period during which this concentration is achieved,
6) the module for predicting resistance against the formation of cold cracks, the simulation results of which are: the current stress-strain state of the weld and the HAZ, as well as the critical stress, the excess of which leads to the formation of cold cracks,
7) the module of adjustment of technological parameters, which allows recommending changes to the originally introduced design and technological parameters of the process;
8) the results output module is a graphical interface (GUI) that allows viewing and analyzing the received data in both text and graphical modes.

The use of the developed software will increase the economic efficiency of design and technological preparation of production and reduce current costs in the production process.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ И МЕТОДИКА РАСЧЕТА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ДИФФУЗИОННО-ПОДВИЖНОГО ВОДОРОДА В СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЯХ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК В ПРОЦЕССЕ ИХ ИЗГОТОВЛЕНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ

Розанов Д.С. (МГТУ им. Н.Э. Баумана (НИУ), Москва, Россия)

Практически во всех случаях повышенное содержание водорода в сварном соединении приводит к повышению склонности к образованию холодных трещин, то есть к так называемому явлению водородной хрупкости. Одним из эффективных способов исключения состояния водородной хрупкости металла сварных соединений является поддержание температуры сварного соединения выше определенного уровня путем низкотемпературного подогрева до снижения максимальной концентрации водорода в соединении ниже критической концентрации. Однако в настоящее время недостаточно данных о распределении диффузионного водорода и десорбции в различных сварных соединениях, особенно в сварных соединениях ядерных энергетических установок, которые часто имеют большую толщину. Имеющиеся данные носят качественный характер.

Сложность экспериментального наблюдения за кинетикой перераспределения водорода в сварных соединениях обуславливает необходимость использования методов математического моделирования. Наиболее подходящим для этого методом является метод конечных элементов. в основу данного метода положены следующие допущения:

1) Тело дискретизируется в виде водородосодержащих масс (центры конечных элементов) и водородопроводящих стрежней (границы конечных элементов).
2) Каждому конечному элементу может соответствовать свой материал с собственным комплексом диффузионных свойств.
3) Состояние каждого конечного элемента характеризуется концентацией водорода и соотношением структурных компонентов материала.

Данная методика расчета реализована в программном комплексе «Сварка» с использованием уравнений Сивертса и Фика. Диффузионная задача решается совместно с температурной и структурной задачами. в качестве исходных данных для расчетов используются зависимости коэффициента диффузии водорода от температуры, растворимости водорода как функции температуры для каждого структурного компонента свариваемого материала.

В результате расчета получается значение концентрации диффузионного водорода в каждом конечном элементе модели в каждый момент времени. Это позволяет получить картину распределения диффузионного водорода по всему объему сварного соединения.

При моделировании процесса десорбции водорода используется гипотеза о том, что водород на границе окружающая среда – металл мгновенно выходит из металла, таким образом, можно считать эту границу как граничное условие первого рода. по результатам расчета, при длительном (несколько суток) времени пребывания сварного соединения при нормальной температуре, практически весь диффузионный водород выходит из сварного соединения. Моделирование послесварочной термической обработки позволяет оптимизировать режимы термообработки.

При моделировании процессов эксплуатации ядерных энергетических установок с точки зрения адсорбции водорода через поверхность теплоноситель-металл рассмотрен процесс перехода атомарного водорода через поверхность внутрь металла конструкции ядерной энергетической установки. Предложена методика определения критической концентрации диффузионного водорода в металле корпусов ядерных энергетических установок.

SOFTWARE AND CALCULATION METHOD FOR DETERMINING THE CONCENTRATION OF DIFFUSION-MOBILE HYDROGEN IN WELDED JOINTS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS IN THE PROCESS OF THEIR MANUFACTURING AND OPERATION

Rozanov, D.S. (Bauman MSTU (NRU), Moscow, Russia)

In almost all cases, an increased hydrogen content in the weld leads to an increase in the tendency to form cold cracks, that is, to the so-called hydrogen embrittlement phenomenon. One of the effective ways to eliminate the state of hydrogen embrittlement of the metal of welded joints is to maintain the temperature of the welded joint above a certain level by low-temperature heating to reduce the maximum hydrogen concentration in the joint below the critical concentration. However, at present, there is not enough data on the distribution of diffusible hydrogen and desorption in various welds, especially in nuclear power plant welds, which are often thick. The available data are qualitative.

The complexity of experimental observation of the kinetics of hydrogen redistribution in welded joints necessitates the use of mathematical modeling methods. The most suitable method for this is the finite element method. This method is based on the following assumptions:

1) The body is discretized in the form of hydrogen-containing masses (finite element centers) and hydrogen-conducting rods (finite element boundaries).
2) Each finite element can have its own material with its own set of diffusion properties.
3) The state of each finite element is characterized by the concentration of hydrogen and the ratio of the structural components of the material.

This calculation technique is implemented in the Svarka software package using the Sieverts and Fick equations. The diffusion problem is solved together with the temperature and structural problems. Dependences of the hydrogen diffusion coefficient on temperature, hydrogen solubility as a function of temperature for each structural component of the welded material are used as initial data for calculations.

As a result of the calculation, the value of the diffusion hydrogen concentration in each finite element of the model at each moment of time is obtained. This makes it possible to obtain a picture of the distribution of diffusive hydrogen over the entire volume of the welded joint.

When modeling the process of hydrogen desorption, the hypothesis is used that hydrogen at the boundary between the environment and the metal instantly leaves the metal, so this boundary can be considered as a boundary condition of the first kind. According to the results of the calculation, with a long (several days) residence time of the welded joint at normal temperature, almost all diffusive hydrogen leaves the welded joint. Simulation of post-weld heat treatment makes it possible to optimize heat treatment modes.

When modeling the processes of operation of nuclear power plants from the point of view of hydrogen adsorption through the coolant-metal surface, the process of transition of atomic hydrogen through the surface into the metal of the nuclear power plant structure is considered. A technique is proposed for determining the critical concentration of diffusive hydrogen in the metal of nuclear power plants.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ НЕСТАЦИОНАРНОГО ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ ПРИ СМЕШЕНИИ ПОТОКОВ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ОБОСНОВАНИЕ РЕСУРСНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИЙ ЯЭУ

Мацин Н.В., Рязапов Р.Р., Соборнов А.Е., Котин А.В.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)

Интенсивные пульсации температуры, характерные для водоохлаждаемых реакторных установок, приводят к возникновению температурных напряжений, что может являться причиной преждевременного исчерпания ресурса конструкционных материалов оборудования в результате усталостного разрушения. Существующие нормативные методики оценки ресурсных характеристик оборудования ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в полной мере не учитывают реальные закономерности термосилового нагружения и не обеспечивают достаточную точность расчетов накопления повреждений, что характеризует данный подход как излишне консервативный. в связи с этим задача повышения точности расчета кинетики накопления усталостных повреждений является актуальной.

В АО «ОКБМ Африкантов» разрабатывается методика оценки влияния случайных термоциклических нагрузок на ресурсные характеристики материалов ЯЭУ, основанная на численном решении «связанной» задачи (теплогидравлика – теплопроводность – НДС – поврежденность) с использованием CFD- и FEA-программ. Для валидации разрабатываемой методики в НГТУ им. Р.Е. Алексеева проведено экспериментальное исследование нестационарного температурного поля в зоне термосилового нагружения экспериментальной модели, обусловленного смешением неизотермических потоков теплоносителя.

Исследование проводилось на теплофизическом стенде, представляющем собой замкнутый герметичный контур. Режимные параметры исследования составляли: давление теплоносителя 10 МПа; диапазон температуры «горячего» потока (T_h) 250–285 °С; диапазон температуры «холодного» потока (T_c) 35–60 ºС; диапазон чисел Рейнольдса (Re_h) для «горячего» потока $3{,}9\cdot10^4$–$5{,}4\cdot10^4$; диапазон чисел Рейнольдса (Re_c) для «холодного» потока $9{,}8\cdot10^2$–$2{,}2\cdot10^3$.

Экспериментальный участок представляет собой тройниковое соединение типа «встречный впрыск». Экспериментальная модель (ЭМ) – фрагмент круглой трубы 60×5 мм длиной 226 мм. Периферийная труба – круглая труба 9×1,5 мм, расположенная под углом 18° по отношению к ЭМ. Расстояние от среза периферийной трубы до внутренней стенки ЭМ – 7 мм. Материал труб – сталь марки 12Х18Н10Т. Для измерения температурного поля теплоносителя в ЭМ предусмотрен комплект из десяти микротермопреобразователей. Локальное термосиловое нагружение модели осуществляется путем впрыска в поток горячего теплоносителя холодного потока теплоносителя из периферийной трубы.

В результате исследования получены экспериментальные реализации пульсаций температуры, осредненные во времени профили температуры потока в зоне смешения, статистические и спектрально-корреляционные характеристики термопульсаций. Максимум на энергетическом спектре термопульсаций находится в диапазоне 0,35–0,4 Гц. При этом максимальное значение среднеквадратической амплитуды пульсаций температуры составляет приблизительно 42 °С. Полученные опытные данные используются для валидации метода оценки усталостной долговечности материалов ЯЭУ при воздействии случайных термоциклических нагрузок.

EXPERIMENTAL STUDY OF AN UNSTEADY TEMPERATURE FIELD DURING MIXING OF COOLANT FLOWS TO SUBSTANTIATE THE RESOURCE CHARACTERISTICS OF NUCLEAR POWER PLANT STRUCTURAL ELEMENTS

Matsin N.V.; Ryazapov R.R.; Sobornov A.E.; Kotin A.V.
(NSTU n. a. R.E. Alekseev, Nizhny Novgorod, Russia)

Intense temperature pulsations characteristic of water-cooled reactor plants lead to the occurrence of temperature stresses, which may cause premature exhaustion of the resource of structural materials of equipment as a result of fatigue failure. The existing regulatory methods for assessing the resource characteristics of nuclear power plant (NPP) equipment do not fully take into account the real laws of thermal force loading and do not provide sufficient accuracy of damage accumulation calculations, which characterizes this approach as excessively conservative. In this connection, the task of improving the accuracy of calculating the kinetics of fatigue damage accumulation is relevant.

JSC Afrikantov OKBM is developing a methodology for assessing the effect of random thermocyclic loads on the resource characteristics of NPP materials, based on the numerical solution of a "related" task (thermal hydraulics – thermal conductivity – stress-strain state – damage) using CFD and FEA programs. To validate the developed methodology, an experimental study of the unsteady temperature field in the zone of thermal force loading of the experimental model caused by mixing of non-isothermal coolant flows was carried out at the NSTU R.E. Alekseev.

The study was carried out on a thermophysical stand, which is a closed sealed circuit. The operating parameters of the study were: the coolant pressure of 10 MPa; the temperature range of the "hot" flow (T_h) 250–285 °C; the temperature range of the "cold" flow (T_c) 35–60 °C; the range of Reynolds numbers (Re_h) for the "hot" flow $3{,}9\cdot10^4 – 5{,}4\cdot10^4$; Reynolds number range (Re_c) for "cold" flow $9{,}8\cdot10^2 – 2{,}2\cdot10^3$.

The experimental section is a Y-junction of the "counter injection" type. The experimental model (EM) is a fragment of a 60×5 mm round tube with a length of 226 mm. The peripheral tube is a 9×1.5 mm round tube located at an angle of 18° with relation to the EM. The distance from the cut of the peripheral tube to the internal wall of the EM is 7 mm. The material of the tubes is steel grade 12Kh18N10T. To measure the temperature field of the coolant in the EM, a set of ten micro thermal converters is provided. Local thermal force loading of the model is carried out by injecting a cold coolant flow from a peripheral tube into the hot coolant flow.

As a result of the study, experimental realizations of temperature pulsations, time-averaged flow temperature profiles in the mixing zone, statistical and spectral-correlation characteristics of temperature pulsations were obtained. The maximum on the energy spectrum of temperature pulsations is in the range of 0.35–0.4 Hz. In this case, the maximum value of the root mean square amplitude of temperature pulsations is approximately 42 °C. The experimental data obtained are used to validate the method of assessing the fatigue durability of NPP materials under the influence of random thermocyclic loads.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ ВИТОГО И ПРЯМОТРУБНОГО ПАРОГЕНЕРИРУЮЩИХ КАНАЛОВ

Грабежная В.А., Михеев А.С., Ульянов В.В. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

Реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением (натрий, свинец, свинец-висмут) рассматриваются в качестве одного из перспективных направлений в концепции четвертого поколения развития мировой атомной энергетики. Новые проекты энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, охлаждаемыми натрием, разрабатываются в России, Индии, Китае, Корее, Франции, Японии, США. Проекты с реакторами, охлаждаемыми свинцом – в России, Японии, Корее, Европе. В большинстве проектов реакторных установок (РУ) предполагается использовать парогенераторы (ПГ) интегрального исполнения. Экономические преимущества таких ПГ очевидны – существенно снижается металлоемкость и трудозатраты. Могут быть различные варианты исполнения парогенерирующих труб, размещенных в корпусе ПГ: витые трубы (бухтовая навивка), вариант с U-образными трубами и прямые трубы. Последний вариант парогенерирующих труб в настоящее время рассматривается, например, в проектах РУ нового поколения типа БН (Россия) и PGSFR (Корея). в этих проектах ПГ отсутствует выделение испарителя в отдельный корпус. на вход ПГ подается недогретая вода, а на выходе из ПГ образуется перегретый пар, поступающий напрямую в турбину.

В рамках реализации Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» в ГНЦ РФ – ФЭИ был выполнен комплекс экспериментальных работ по изучению теплогидравлики парогенерирующих каналов с обогревом натрием и свинцом. в качестве экспериментальной модели ПГ с натриевым обогревом применительно к проектам РУ нового поколения типа БН рассматривалась прямотрубная модель. в качестве экспериментальной модели ПГ РУ БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем первоначально была выбрана модель с продольным течением теплоносителей (свинец и вода) в витой трубе. в обеих моделях на входе воды в парогенерирующие трубы отсутствовали дроссельные устройства.

Испытания однотрубной модели с натриевым обогревом показали наличие нестационарного кризиса теплообмена. При работе на низких параметрах были обнаружены режимы, в которых присутствовали зоны с практически нулевым потоком на экономайзерном участке, так называемые балластные зоны. Область с низкими тепловыми потоками характерна и для всей закризисной зоны в режимах с перегревом пара. Отмечались циклические пульсации давления питательной воды. Если исключить нестационарный кризис теплообмена можно путем установки дроссельных устройств на входе в парогенерирующую трубу, то избавиться от балластных зон во всех режимах эксплуатации в случае единой парогенерирующей трубы, возможно только путем интенсификации теплообмена.

В витом парогенерирующем канале в разных эксплуатационных режимах балластных зон обнаружено не было. Во всем диапазоне изменения режимных параметров опрокидывания циркуляции не наблюдалось.

В докладе приводятся сравнительные характеристики температурных полей и пульсаций ряда режимных параметров в рассматриваемых парогенерирующих каналах, а также предлагаются способы интенсификации теплообмена для ПГ прямотрубного исполнения.

COMPARATIVE ANALYSIS OF THERMAL HYDRAULICS OF ONCE-THROUGH STEAM GENERATING CHANNELS OF HELICALLY COILED TUBE AND STRAIGHT TUBE

Grabezhnaya, V.A.; Mikheyev, A.S.; Ulyanov V.V. (JSC "SSC RF–IPPE", Obninsk, Russia)

Fast reactors cooled by liquid metal (sodium, lead, lead-bismuth alloy) are identified as one of the promising direct in the concept for Generation-IV Nuclear Energy Systems. New projects of power units for NPP with sodium-cooled fast reactors are under developed in Russia, India, China, Korea, France, and Japan, USA. Lead-cooled reactor projects are under development in Russia, Japan, Korea, Europe. The steam generators (SG) of integral performance are supposed to use as a SG for the most of the reactor plant projects. The economic advantages of such SG are obvious – the metal consumption and labor costs are significantly reduced. Different design versions of location of the steam-generating tubes in the SG housing (helically coiled tubes, U-shaped tubes, straight tubes) can be realized. The latter option of the SG with straight tubes is currently being considered for application in a new generation of RP, for example, of BN-type (Russia) and PGSFR (Korea) projects. In these projects of the SG, there is no separation of the evaporator into a separate housing. Subcooled water is supplied at the SG inlet, and superheated steam formed at the SG output comes directly to the turbine.

As part of the implementation of the Federal Target Program "Nuclear Power Technologies of the New Generation for the Period 2010-2015 and for the Future until 2020", complex of experimental works has been carried out at the SSC RF – IPPE to study the thermohydraulics of the steam generating channels heated by liquid sodium and lead. The straight-tube model was considered as an experimental model of sodium-heated SG for new generation BN RP projects. Initially, a model with a longitudinal flow of coolants (lead and water) in a helical coiled tube was chosen as an experimental model of SG RP BREST-OD-300. In both models, There were no throttling devices at water inlets of the steam generating tubes of the both SG modes.

In the results of testing of a single straight tube model heated by liquid sodium the transient heat transfer crisis was revealed. When operating under low parameters, modes with formation of zones with almost zero flow in the economizer section, so called ballast zones, were detected. Under the modes with the overheated steam, low heat fluxes were typical for the entire area that followed the zone with heat exchange crisis. Cyclic pulsations of the feed water pressure were noted. If a non-stationary crisis of heat transfer can be avoided by installing throttling devices at the inlet of feed water to the tube, to prevent the ballast zones formation under all operating modes is possible only by intensifying heat transfer.

No ballast zones were revealed in the case of helically coiled tubes under different operating modes. No reversal was observed in the whole range of the mode parameters.

The report presents comparative characteristics of the temperature fields and pulsations of a number of the regime parameters in the steam generating channels under consideration, and suggests ways of the intensification of heat transfer for the straight-tube steam generators.

АНАЛИЗ ВЫВЕДЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ ИЗ АТМОСФЕРЫ ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ ПРИ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЯХ С ПОМОЩЬЮ СПРИНКЛЕРНОЙ СИСТЕМЫ

Савекин С.С., Шмельков Ю.Б.
(НИЦ «Курчатовский Институт, Москва, Россия)

Спринклерная система является одной из систем безопасности АЭС. за счет работы спринклерной системы достигается как снижение давления в защитной оболочке, так и снижение активности продуктов деления (ПД) в ее атмосферы. Таким образом реалистичное описание процесса выведения радиоактивных ПД из атмосферы защитной оболочки АЭС является важной задачей при численном моделировании запроектных аварий

При авариях радиоактивные ПД поступают в атмосферу защитной оболочки в четырех формах: 1) радиоактивные благородные газы; 2) трудноулавливаемые соединения йода (йодистый метил); 3) неорганические соединения йода (молекулярный йод); 4) ПД на аэрозолях. Снижение активности аэрозольных ПД за счет работы спринклерной системы характеризуется скоростью выведения, которая в свою очередь связана с эффективностью выведения. Суммарная эффективность выведения аэрозолей ПД определяется эффективностями отдельных механизмов: 1) инерционное взаимодействие частицы и капли; 2) перехват частицы; 3) броуновская диффузия; 4) диффузиофорез; 5) термофорез.

Моделирование выведения аэрозольных ПД из атмосферы защитной оболочки осуществлялось с помощью программного средства МАВР-ТА. Программное средство МАВР-ТА предназначено для моделирования выхода ПД из топлива и устройства локализации расплава, переноса ПД в I контуре и защитной оболочке, а также для определения выброса ПД в окружающую среду при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР.

В настоящей работе проведен анализ выведения радиоактивных ПД из атмосферы защитной оболочки при работе спринклерой системы на примере моделирования экспериментов TOSQAN и CSE, а также выполнено расчетное моделирование влияния плотности аэрозолей на процесс их выведения.

ANALYSIS OF REMOVAL OF RADIOACTIVE AEROSOLS FROM THE CONTAINMENT ATMOSPHERE DURING BEYOND DESIGN BASIS ACCIDENTS USING A SPRINKLER SYSTEM

Savekin, S.S.; Shmelkov, Y.B.
(NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia)

Spray system is one of NPP safety systems. Due to the operation of the spray system, both a decrease in pressure in the containment and a decrease in the activity of fission products (FP) in its atmosphere are achieved. Thus, a realistic description of the process of removing radioactive fission products from the atmosphere of the containment shell of a nuclear power plant is an important task in the numerical modeling of beyond design basis accidents.

In case of accidents radioactive FP enter the containment atmosphere in four forms: 1) radioactive noble gases; 2) difficult to capture iodine compounds (methyl iodide); 3) inorganic iodine compounds (molecular iodine); 4) aerosol FP. The reduction of aerosol FP activity due to the operation of the spray system is characterized by a removal rate, which in turn is associated with a removal efficiency. Total efficiency of FP aerosol removal is determined by efficiency of individual mechanisms. The main capture mechanisms are: 1) inertial impaction of a particle and a droplet; 2) interception of a particle; 3) Brownian diffusion; 4) diffusiophoresis; 5) thermophoresis.

The simulation of the removal of aerosol FP from the containment atmosphere was carried out using the MAVR-TA software tool. The MAVR-TA software tool is designed to simulate the release of FP from the fuel and the core catcher, the transfer of FP in the primary circuit and containment, as well as to determine the release of FP into the environment during a severe accident at NPP with VVER.

In this work, the removal of radioactive FP from the containment atmosphere during the operation of a spray system was analyzed using the modeling of the TOSQAN and CSE experiments as examples. Also computational modeling of the effect of the density of aerosols on the process of their removal was performed.

ОЦЕНКА ТОЧНОСТИ РАСЧЕТА НАЧАЛЬНОЙ РЕАКТИВНОСТИ ТЕПЛОВОГО РЕАКТОРА НА МОКС-ТОПЛИВЕ ЧЕТЫРЕХ-ГРУППОВЫМ МЕТОДОМ

Блинников А.А. (ГУАП, Санкт-Петербург, Россия),
Егоров М.Ю. (ГУАП, Санкт-Петербург, Россия; СПбГЛТУ, Санкт-Петербург, Россия; ПГУПС, Санкт-Петербург, Россия),

Цель работы. Анализ точности расчета реактивности при использовании МОКС-топлива на тепловых реакторах типа ВВЭР-1000 4-х групповым методом.

На данный момент опубликовано недостаточно работ по сравнению погрешности расчетных значений характеристик для реакторных установок с традиционным и смешанным уран-плутониевым топливом.

Расчетной моделью принят реактор ВВЭР-1000 на МОКС-топливе с 5% обогащением в трех различных вариациях. Для расчета была выбрана библиотека ядерных констант БНАБ-93. Для сравнения, помимо четырехгруппового метода, расчет также был проведен методом четырех сомножителей. см. табл. 1.

Таблица 1

Расчет эффективного коэффициента размножения методом четырех сомножителей

Топливная композиция	$K_{эфф}$
№ 1	1,2184
№ 2	1,2156
№ 3	1,2014

Коэффициенты размножения, рассчитанные методом четырех сомножителей, соответствуют значениям загрузки традиционным топливом для данного типа реакторов.

Четырехгрупповой метод подразумевает разделение спектра нейтронов на четыре условные энергетические группы: тепловую (0–0,625 эВ), резонансную (0,625–5000 эВ), промежуточную (5–800 кэВ) и быструю (0,8–10) МэВ. Также учитываются поправки на температурные изменения (тепловые расширения, смещение спектра), что позволяет получить данные для холодного и горячего состояний реактора (300 К и 1300 К), см. табл. 2.

Таблица 2

Расчета эффективного коэффициента размножения четырехгрупповым методом

Топливная композиция	$K_{эфф}$ Холодное состояние	$K_{эфф}$ Горячее состояние
№1	1,1713	1,1199
№2	1,0596	1,0171
№3	0,9725	0,9376

С течением времени при выгорании делящегося материала уменьшается и погрешность измерений. Применительно к легководным реакторам, существенных отличий между значениями погрешностей (неопределенностей) между традиционным оксидным и МОКС-топливом не отмечается.

Выводы. Расчет показал, что учет энергетических спектров значительно влияет на показания для различных топливных композиций. Групповой метод неприменим для серьезных расчетов ЯЭУ при малом разбиении энергетического спектра. Также необходимо учитывать расхождения в данных разных ядерных библиотек и подбора наиболее подходящей для данного типа реактора.

СЕКЦИЯ 6
ТЕРМОЯДЕРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ (УПРАВЛЯЕМЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ, ТЕРМОЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР И Т.Д.)

SECTION 6
FUSION TECHNOLOGY (CONTROLLED FUSION, THERMONUCLEAR REACTOR, ETC.)

ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ИСПЫТАНИЯ ПОСТАВОЧНЫХ КОМПОНЕНТОВ СИСТЕМЫ БЛАНКЕТА ИТЭР

Лешуков А.Ю., Стребков Ю.С., Макаров С.В., Свириденко М.Н., Паршутин Е.В., Поддубный И.И., Хомяков С.Э., Колганов В.Ю., Томилов С.Н., Трифонова Е.В, Соловьев О.В., Могилевский П.Ю., Чебурова А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Сафронов В.М., Путрик А.Б. (ЧУ «Проектный Центр ИТЭР», Москва, Россия)

АО «НИКИЭТ» участвует в реализации проекта ИТЭР в рамках двух соглашений о поставке внутрикамерного оборудования, подписанных в 2014 году: Соглашение о поставке панелей первой стенки и Соглашение о поставке соединителей модуля бланкета.

Соглашение о поставке соединителей модулей бланкета АО «НИКИЭТ» выполняет как основной поставщик 100 % изделий, входящих в поставочный комплект. Одновременно АО «НИКИЭТ» принимает участие в изготовлении и поставке элементов панелей первой стенки (ППС) для 40 % ППС (179 штук), в рамках соглашения о поставке теплонапряженных ППС на площадку ИТЭР. Данное соглашение реализуется совместно с АО «НИИЭФА имени Д.В. Ефремова».

В зоне ответственности АО «НИКИЭТ» находится разработка конструкций, расчетное и экспериментальное обоснования, а также изготовление полномасштабных квалификационных прототипов внутрикамерных компонентов и поставочного оборудования.

В период 2016–2018 гг. выполнена подготовка предпроизводственной документации и начато серийное изготовление пьедесталов электрического соединителя.

С 2017 по 2019 г. выполнена подготовка к предпроизводственной документации и начата квалификация основных критических технологических процессов, используемых при изготовлении поставочных изделий.

В 2020 году начато изготовление полномасштабных прототипов компонентов панели первой стенки и соединителей модулей бланкета.

Доклад обобщает результаты работ АО «НИКИЭТ» по соглашениям о поставке внутрикамерного оборудования, выполненных в период 2017–2020 гг.

FABRICATION AND TESTING OF DELIVERABLE COMPONENTS FOR THE ITER BLANKET SYSTEM

Leshukov, A.Yu.; Strebkov, Yu.S.; Makarov, S.V.; Sviridenko, M.N.; Parshutin, Ye.V.; Poddubny,I.I.; Khomyakov, S.E.; Kolganov, V.Yu.; Tomilov, S.N.; Trifonova, Ye.V.; Solovyev, O.V.; Mogilevskiy, P.Yu.; Cheburova, A.V. (JSC NIKIET, Moscow, Russia), Safronov, V.M.; Putrik, A.B. (ITER Design Center Institution, Moscow, Russia)

JSC NIKIET is involved with the ITER project as part of two arrangements for the supply of in-vessel components signed in 2014: the Arrangement for the Supply of the First Wall Panels and the Arrangement for the Supply of the Blanket Module Connectors.

NIKIET implements the Arrangement for the Supply of the Blanket Module Connectors as the principal supplier of 100% of the items in the delivery package. Simultaneously, JSC NIKIET is involved with the fabrication and supply of the First Wall Panel (FWP) components for 40 % of the FWPs (179 panels) as part of the arrangement for the supply of heated FWPs to the ITER site. This arrangement is implemented jointly with JSC NIIEFA.

The responsibility area of JSC NIKIET spans the development of structures, computational and experimental justification, and fabrication of life-size qualification prototypes for the in-vessel components and deliverable items.

In 2016–2018, the pre-production documentation was developed, and the manufacturing of the electrical connector pedestals was started.

In 2017–2019, the pre-production documentation was developed, and the qualification of the core critical processes used in the deliverables fabrication was started.

The manufacturing of the life-size prototypes for the first wall panel components and the blanket module connectors was started in 2020.

This report sums up the results of JSC NIKIET's activities under the arrangements for the supply of in-vessel components in 2017–2020.

РАЗВИТИЕ КОНСТРУКЦИИ ОБРАЩЕННЫХ К ПЛАЗМЕ КОМПОНЕНТОВ В УСЛОВИЯХ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ С ЖИДКИМ ЛИТИЕМ

Колесник М.С., Пискарев П.Ю., Мазуль И.В., Рузанов В.В., Рулев Р.В., Огурский А.Ю.
(АО «НИИЭФА», Санкт-Петербург, Россия)

В работе представлено исследование конструкции обращенных к плазме компонентов (ОПК) термоядерного реактора, оптимизированная для работы в условиях высоких тепловых потоков плотностью мощности до 5 МВт/м^2 в сочетании с условием взаимодействия с умеренным количеством жидкого лития.

Актуальность данного исследования связана с увеличивающейся популярностью идеи использования жидкого лития в качестве защитного поверхностного слоя ОПК при взаимодействии с плазмой. Это обусловлено:

- высокой удельной теплоемкостью лития, что крайне важно для сохранения панелей ОПК;
- малым атомарным числом лития, что при его испарении со стенок ОПК не приведет к существенному загрязнению плазмы;
- получением при облучении нуклида ^{6}Li тепловыми нейтронами трития, что является одним из составляющих топливной смеси термоядерных реакторов и также будет поддерживать реакцию.

С целью обеспечения максимального теплосъема с поверхности ОПК при обеспечении необходимой прочности в условиях циклических термомеханических напряжений основным материалом водоохлаждаемой конструкции была выбрана медь марки М0б. Однако, вследствие крайне высокой коррозионной активности лития при взаимодействии с медными сплавами, поверхность всей конструкции была защищена плакировкой тонкими стальными нержавеющими листами по всему периметру медной матрицы. Нержавеющая сталь обладает на порядок лучшей стойкостью в жидком литии при соответствующих температурах. Внутренние теплоотводящие каналы также были выполнены из стальных трубок с целью минимизации риска взаимодействия теплоносителя (воды) с жидким литием.

Изготовление данной биметаллической конструкции проводилось методом диффузионной сварки в условиях горячего изостатического прессования.

Основной фазой исследования на данном этапе работы стали термоциклические испытания изготовленных макетов. Испытания проводились:

- с целью определения предельно допустимых параметров теплового нагружения, при которых не происходит разрушение макетов;
- с целью определения максимального количества циклов нагружения при нагрузках, близких к рабочим мощностям современных строящихся и проектируемых термоядерных установок.

EVOLUTION OF THE DESIGN OF PLASMA FACING COMPONENTS UNDER INTERACTION WITH LIQUID LITHIUM

Kolesnik, M.S.; Piskarev, P.Yu.; Mazul, I.V.; Ruzanov, V.V.; Rulev, R.V.; Ogursky, A.Yu.(JSC "NIIEFA", Saint Petersburg, Russia)

The paper presents examination of the design of the thermonuclear reactor plasma facing components (PFC) optimized for operation under enhanced heat fluxes with absorbed power density up to 5 MW/m^2 and under interaction with moderate quantity of liquid lithium.

The relevance of the study is related to the increased popularity of the idea to use liquid lithium as an armor surface layer of the PFC interacting with plasma. This is due to:

- high specific heat capacity of lithium which is critical for integrity of the PFC panels;
- small atomic number of lithium which does not result in significant plasma contamination in case of lithium evaporation from the PFC walls;
- at thermal neutron exposure of nuclide 6Li, tritium is obtained which is one of the components of fuel compound for thermonuclear reactors and will maintain the reaction as well.

To ensure the maximum heat removal from the PFC surface while providing the necessary resistance to cyclic thermomechanical loads, copper М0б was chosen as the main material of the water-cooled structure.

However, due to extreme high corrosiveness of lithium at interaction with copper alloys the surface of the whole structure was protected by cladding with thin stainless-steel plates all around the copper matrix. Stainless steel has substantially better resistance in liquid lithium at relevant temperatures. The inner heat-removing channels were also made from steel tubes to minimize the risk of interaction between the coolant (water) and liquid lithium.

This bimetal structure was manufactured by the method of diffusion welding using hot isostatic pressing (HIP).

The main phase of the study at this work stage was thermal cycling testing of manufactured mock-ups. The tests were carried out to determine:

- the maximum permissible thermal load parameters under which there is no destruction of the mock-ups;
- the maximum number of the loading cycles at the loads close to the operating capacities of modern thermonuclear facilities under construction and development.

ПЕРВЫЙ ЭТАП ПЕРЕХОДА К СОЗДАНИЮ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ УСТРОЙСТВ СТАЦИОНАРНОГО ТОКАМАКА

Жарков М.Ю., Вертков А.В., Курячий А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Описывается комплекс проведенных конструкторских и научно-исследовательских работ, выполненных в 2019–2022 годах, направленных на проработку альтернативного решения проблемы обеспечения стационарного (квазистационарного) режима горения термоядерной плазмы при уровнях плотности теплового потока на приемные внутрикамерные элементы токамака до 10–20 МВт/м^2. При решении данной проблемы предполагается использовать жидкий литий, заключенный в капиллярно-пористую структуру для стабилизации жидкой поверхности и обеспечения ее самовозобновляемости за счет сил поверхностного натяжения.

В период с 1998 по 2017 годы было доказано, что применение лития в условиях реального токамака существенно улучшает характеристики плазменного разряда. Однако все экспери-

менты проводили в импульсном режиме, что исключает из рассмотрения вопросы о термостабилизации поверхности, истощении запасов лития и удаления накопившихся изотопов водорода.

На сегодняшний день развитие сферы управляемого термоядерного синтеза идет по пути создания установок, предполагающих стационарный режим горения плазмы (от 5 сек) с тепловыми потоками, приходящих на приемные элементы порядка 10–20 МВт/м^2. При переходе к таким режимам горения плазмы требования к внутрикамерным элементам ужесточаются, в частности имеют место:

1) ограничение на температуру приемной поверхности (T < 600 °C) для предотвращения чрезмерного поступления лития в плазму;
2) требование периодической очистки лития от изотопов водорода и примесей для обеспечения безопасности и работоспособности устройства;
3) требование подпитки устройства литием без разгерметизации вакуумной камеры для бесперебойной работы.

Для выполнения этих требований проведены работы по созданию литиевого лимитера для токамака Т-11М, на котором впервые была успешно проведена подпитка литием без разгерметизации вакуумной камеры (требование № 3) и которое имеет возможность демонстрации контролируемой проливки лития для периодической очистки от изотопов водорода и накопившихся примесей (требование № 2). Вопросы термостабилизации литиевой поверхности (требование № 1) были рассмотрены в работах с охлаждаемым макетом литиевого дивертора, в котором в качестве хладагента применена мелкодисперсная газожидкостная смесь, имеющая много преимуществ перед традиционными хладагентами (вода, газ, жидкий металл), в числе которых отсутствие кризисных явлений, высокий коэффициент теплоотдачи, низкие расходы и давления компонентов теплоносителя.

THE FIRST STAGE OF THE TRANSITION TO THE CREATION OF LIQUID-METAL STATIONARY TOKAMAK DEVICES

Zharkov, M.Yu.; Vertkov, A.V; Kuryachiy, A.V. (JSC «NIKIET», Moscow, Russia)

The article describes a complex of design and research works carried out in 2019–2022, aimed at developing an alternative solution to the problem of providing a stationary (quasi-stationary) plasma burning mode at levels of heat flux density on the receiving in-chamber elements of a tokamak up to 10–20 MW/m^2. In solving this problem, it is proposed to use liquid lithium enclosed in a capillary-porous structure to stabilize the liquid surface and ensure its self-renewal due to surface tension forces.

In the period from 1998 to 2017, it was proved that the use of lithium in a real tokamak significantly improves the characteristics of a plasma discharge. However, all experiments were carried out in a pulsed mode, which excludes from consideration the issues of thermal stabilization of the surface, depletion of lithium reserves and removal of accumulated hydrogen isotopes.

To date, the development of the field of controlled thermonuclear fusion is on the way to creating installations that assume a stationary plasma burning mode (from 5 seconds) with heat flows coming to the receiving elements of the order 10–20 MW/m^2. During the transition to such plasma burning modes, the requirements for in-chamber elements are tightened, in particular:

1) restriction on the temperature of the receiving surface (T < 600 °C) to prevent excessive lithium intake into the plasma;
2) the requirement of periodic purification of lithium from hydrogen isotopes and impurities to ensure the safety and operability of the device;

3) the requirement to recharge the device with lithium without depressurizing the vacuum chamber for uninterrupted operation.

To meet these requirements, work has been carried out to create a lithium limiter for the T-11M tokamak, which for the first time was successfully replenished with lithium without depressurization of the vacuum chamber (requirement No. 3) and which has the ability to demonstrate controlled lithium spillage for periodic purification from hydrogen isotopes and accumulated impurities (requirement No. 2). The issues of thermal stabilization of the lithium surface (requirement No. 1) were considered in the works with a cooled model of a lithium divertor, in which a finely dispersed gas-liquid mixture was used as a coolant, which has many advantages over traditional coolant (water, gas, liquid metal), including the absence of crisis phenomena, high heat transfer coefficient, low consumption and component pressures the coolant.

ТЕПЛОВЫЕ ИСПЫТАНИЯ ВЕРТИКАЛЬНОЙ МИШЕНИ ДИВЕРТОРА ПРИ ИМИТИРОВАНИИ КАЧАНИЯ СЕПАРАТРИСЫ

Рулёв Р.В., Мазуль И.В., Пискарёв П.Ю., Кузнецов В.Е., Колесник М.С., Рузанов В.В., Танчук В.Н.
(АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», Санкт-Петербург, Россия)

В существующих термоядерных установках с магнитным удержанием плазмы, а также находящихся на стадии проектирования и/или строительства, тепловые нагрузки на обращенные к плазме элементы дивертора достигают предельно допустимых значений для выбранных материалов и конструкций. Расчетная тепловая нагрузка на элементы дивертора в этих установках может достигать 20 МВт/м^2 в переходных процессах длительностью не более десяти секунд, что является принятым на текущий момент инженерным лимитом для конструкции. в случае увеличения тепловой нагрузки вследствие различных причин (непропорциональное увеличение мощности, выносимой в дивертор; неработоспособность концепции газовой мишени; ошибки в расчетах и пр.) существенно снижается ресурс элементов дивертора, что приводит к преждевременному разрушению конструкции и защитной облицовки данных элементов. Это влечет за собой необходимость выполнения ремонта или частой замены компонентов дивертора. Поиск возможности увеличения ресурса работы обращенных к плазме элементов дивертора в условиях повышенных тепловых нагрузок до 30–40 МВт/м^2 является одним из ключевых вопросов в развитии термоядерных установок будущего.

В АО «НИИЭФА» был разработан подход к увеличению ресурса работы вертикальных мишеней дивертора за счет качания сепаратрисы. Данный подход подразумевает распределение падающей на поверхность тепловой нагрузки по большей площади, тем самым снижая плотность мощности теплового потока, что уменьшает риски разрушения обращенных к плазме элементов.

Для проверки работоспособности данного подхода был изготовлен макет из медной трубы квадратного сечения, где располагались четыре зоны с вольфрамовой облицовкой различного формата. за счет имитации качания тепловой нагрузки по поверхности облицовки вдоль макета воспроизводились условия характерные для перемещения сепаратрисы вдоль мишени дивертора.

Целью данной работы является проверка работоспособности концепции распределения тепловой нагрузки по поверхности вертикальной мишени дивертора для термоядерных установок с повышенными требованиями к теплосъему обращенных к плазме элементов. Тепловые испытания были проведены на стенде «Цефей-М». Во время тепловых испытаний были достигнуты значения плотности поглощенной мощности на макете в 30 МВт/м^2 и проведены термоциклические испытания с общим количеством циклов, превышающим 100 000.

THERMAL TESTING OF THE DIVERTOR VERTICAL TARGET WHEN SIMULATING SEPARATRIX SWING

Rulev, R.V.; Mazul, I.V.; Piskarev, P.Yu; Kuznetsov, V.Ye.; Kolesnik, M.S.; Ruzanov, V.V.; Tanchuk V.N.
(JSC "NIIEFA", Saint Petersburg, Russia)

In available magnetic-confinement thermonuclear facilities as well as in the facilities under development and/or construction, the thermal loads on the plasma facing components (PFC) of the Divertor reach maximum allowed values for selected materials and structures. In these facilities the design thermal load on the Divertor components can obtain 20 MW/m^2 in the transient processes lasting not later than 10 seconds, which is an accepted engineering limit for the structure at the moment. In case of the increased thermal load for various reasons (nonproportional increase of power released into the Divertor, inoperable concept of the gas target, mistakes in calculations, etc.) the lifetime of the Divertor components is reduced considerably which leads to the early fracture of the structure and protective armor of these components. This results in the need to repair or frequently replace the Divertor components. Search for the possibility of the increase in the operational lifetime of the Divertor PFC under enhanced thermal loads up to 30-40 MW/m^2 is one of the key issues for development of the thermonuclear facilities of tomorrow.

The JSC "NIIEFA" elaborated an approach to the elongation of the operational lifetime for the Divertor vertical targets by applying separatrix swing. Such approach implies that the thermal load falling on the surface is distributed over a larger area thus decreasing the power density of the heat flux. This reduces the risks of PFC destruction.

To check the efficiency of this approach, the mock-up was made from a square copper tube where four zones with tungsten armor of various format were located. The mock-up drawing is shown in Figure 1. By means of simulation of thermal load swinging over the armor surface along the mock-up the conditions were reproduced which are typical for moving of the separatrix along the Divertor target.

The object of this paper is to check the operability of the concept of thermal load distribution over the surface of the Divertor vertical target for the thermonuclear facilities with higher requirements to the heat removal of the PFC. The thermal tests were carried out in the TSEFEY-M test facility. During the thermal tests the absorbed power density of 30 MW/m^2 on the mock-up was attained and the thermocycling tests were carried out with the total number of cycles not exceeding 100 000.

ОБОСНОВАНИЕ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ПАНЕЛИ ПЕРВОЙ СТЕНКИ В ИНДУКТИВНОМ РЕЖИМЕ РАБОТЫ ИТЭР

Томилов С.Н., Свириденко М.Н., Лещуков А. Ю., Стребков Ю.С. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Сафронов В.М. (НУ «Проектный Центр ИТЭР», Москва, Россия),
Герваш А.А., Окунева Е. В.(АО «НИИЭФА», Санкт-Петербург, Россия)

Для обеспечения защиты внутрикамерных компонентов от радиационного и теплового воздействия плазмы на внутренней поверхности вакуумной камеры установлены 440 модулей бланкета, образующие 18 рядов в полоидальном направлении.

Модуль бланкета является сборочной единицей, в состав которой входят панель первой стенки (ППС) и защитный блок, при этом ППС закреплена на защитном блоке посредством системы механического крепления. Наиболее энергонапряженным является ряд № 14, расположенный в экваториальном сечении, вследствие чего основные стандартные компоновочные решения ППС разработаны для ППС 14 тип а совместно специалистами АО «НИКИЭТ» и АО «НИИЭФА».

Одновременно в состав 14-го ряда также входят ППС № 14 тип NC, NE, NDL, AND, ADL, имеющие сложную геометрическую конфигурацию. Специалистами АО «НИКИЭТ» на базе ППС № 14 тип а разработана конструкция ППС № 14 тип NC, которая располагается в зоне размещения портов инжекторов нейтральных частиц, что обуславливает существенные отличия по форме и габаритам от стандартной ППС, что требует адаптации стандартных технических решений с целью обеспечения требуемого уровня теплосъема и обеспечения технологичности конструкции. Специалистами АО «НИКИЭТ» проведено расчетное обоснование разработанной конструкции: проведены тепловой и гидравлический расчет ППС.

Данная работа содержит описание разработанной конструкции ППС №14 тип NC, а также результаты проведенных теплового и гидравлического расчетов.

JUSTIFICATION OF THE FIRST WALL PANEL SERVICEABILITY IN THE INDUCTIVE MODE OF THE ITER OPERATION

Tomilov, S.N.; Sviridenko, M.N.; Leshukov, A.Yu.; Strebkov, Yu.S. (JSC NIKIET, Moscow, Russia);
$afronov, V.M. (ITER Design Center Institution, Moscow, Russia);
Gervash, A.A.; Okuneva, Ye.V. (JSC NIIEFA, St. Petersburg, Russia)

To protect the in-vessel components against radiation and thermal effects of plasma, there are 440 blanket modules installed on the inner surface of the vacuum vessel, forming 18 rows in the poloidal direction.

The blanket module is an assembly unit comprising the first wall panel (FWP) and the shielding block, with the FWP attached to the shielding block through a mechanical fastening system. The most heated row is row 14, mounted equatorially, due to which the FWP key standard layout solutions have been developed for FWP 14, type A, jointly by experts at JSC NIKIET and JSC NIIEFA.

At the same time, row 14 also includes FWP 14, types NC, NE, NDL, AND, and ADL, having a complex geometrical configuration. Based on FWP 14, type A, JSC NIKIET's experts have developed the design of FWP 14, type NC, which is installed in the neutral particle injector ports area, leading to major differences in shape and size, as compared with the standard FWP. This requires standard engineering solutions to be adapted to provide for the required level of heat removal and the design flexibility. The developed design has been computationally justified by JSC NIKIET's experts through the FWP thermal and hydraulic analysis.

This paper describes the developed design of FWP 14, type NC, and presents the thermal and hydraulic analysis results.

КВАЛИФИКАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ СБОРКИ ГИБКОЙ ОПОРЫ БЛАНКЕТА ИТЭР

Лебедева М.С., Козлов С.А., Власов Д.А., Поддубный И.И., Свириденко М.Н., Хомяков С.Э., Паршутин Е.В., Апальков А.А., Усов С.М., Тимофеев С.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), Путрик А. Б. («Проектный центр ИТЭР», Москва, Россия)

В состав поставочных комплектов внутрикамерных компонентов системы бланкета термоядерного реактора ИТЭР входят сборки гибких опор (ГО), обеспечивающие механическое крепление модулей бланкета на стенке вакуумной камеры реактора, компенсацию термических деформаций модулей и погрешностей изготовления вакуумной камеры. в процессе эксплуатации ГО воспринимает механические циклические нагрузки, действующие на модуль

бланкета, а также обеспечивает электрическую изоляцию модуля бланкета от вакуумной камеры. в состав сборки ГО входят: гибкий картридж, центральный болт, шайба коническая, шайба сферическая, гайка конусная, втулка конусная и сборка крышки, обеспечивающая позиционирование центрального болта в парковочном положении.

Специалистами АО «НИКИЭТ» разработана модернизированная конструкция сборки ГО с целью увеличения диапазона компенсационных возможностей и усталостного ресурса конструкции, при этом был учтен полученный опыт изготовления прототипов элементов сборки ГО.

Для подтверждения работоспособности элементов сборки ГО проведены квалификационные механические статические и циклические испытания – как при проектных, так и при предельных нагрузках. Механические испытания проводились с использованием сервогидравлической испытательной машины Instron 8806.

Механические статические испытания проводились в два этапа:

- на первом этапе оценивалась устойчивость картриджа ГО при совместном воздействии осевого усилия сжатия 1000 кН и поперечного смещения 3 мм, учитывая при этом коэффициенты запаса по силе и по смещению, равные 2;
- на втором этапе определялась предельная нагрузка, при которой происходит потеря несущей способности картриджа ГО.

По результатам статических испытаний разработанная конструкция картриджа ГО обеспечила работоспособность при осевом усилии 1000 кН, при этом предельная нагрузка, при которой происходит потеря устойчивости, составила 1544,4 кН, что соответствует минимальному коэффициенту запаса 2,57.

Целью механических циклических испытаний элементов ГО являлось исследование циклической прочности элементов узла ГО при одновременном воздействии комбинации сжимающей/растягивающей силы ±700 кН (с учетом коэффициента запаса, равного 1,4), знакопеременного поперечного смещения ±3 мм и наклона верхнего фланца картриджа относительно вертикальной оси ±2,8 мрад в течение 2000 циклов (с учетом коэффициента запаса, равного 5).

По результатам циклических испытаний конструкция картриджа ГО прошла 2000 циклов без разрушений, обеспечивая коэффициент запаса по количеству циклов, равный 5.

Проведенные испытания подтвердили работоспособность разработанной модернизированной конструкции сборки ГО в условиях нагружения, характерных для работы бланкета ИТЭР, что позволило МО ИТЭР утвердить разработанную конструкцию в качестве базовой, а специалистам АО «НИКИЭТ» приступить к подготовке технической документации для последующего опытного изготовления поставочных комплектов.

QUALIFICATION TESTS OF THE ITER BLANKET FLEXIBLE SUPPORT ASSEMBLY

Lebedeva, M.S.; Kozlov, S.A.; Vlasov, D.A.; Poddubny, I.I.; Sviridenko, M.N.; Khomyakov, S.E.; Parshutin, Ye.V.; Apalkov, A.A.; Usov, S.M.; Timofeyev, S.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia); Putrik, A.B. (ITER Project Center, Moscow, Russia)

The delivery sets of in-vessel components for the ITER thermonuclear reactor blanket system include flexible support (FS) assemblies which are responsible for the mechanical attachment of the blanket modules to the reactor vacuum vessel wall, and for compensating thermal strains of the modules and the vacuum vessel manufacturing errors. In the process of operation, the FS takes up

the mechanical cyclic loads that act on the blanket module and ensures that the blanket module is electrically isolated from the vacuum vessel. Each FS assembly comprises: a flexible cartridge, the central bolt, a conical washer, a spherical washer, a conical nut, a conical insert, and the cover assembly that provides for the central bolt parking position.

An upgraded design of the FS assembly has been developed by NIKIET JSC's experts to increase the range of the design's compensating properties and fatigue life taking into account the existing experience in manufacturing prototypes of the FS assembly components.

Qualification mechanical static and cyclic tests were undertaken to confirm the operability of the FS assembly components, both in conditions of design basis and limiting loads. A servohydraulic testing machine, Instron 8806, was used for the mechanical tests.

The mechanical static tests were conducted in two stages:

- stage 1 assessed the FS cartridge stability during a combined action of the axial compressive force (1000 kN) and the transverse displacement (3 mm) while taking into account the force and displacement safety margins equal to 2;
- stage 2 defined the limiting load which leads to the loss of the FS cartridge bearing capacity.

The static tests have shown the developed FS cartridge design to be operable at an axial force of 1000 kN, with the limiting load leading to the loss of stability being 1544.4 kN, which corresponds to the minimum safety margin of 2.57.

The mechanical cyclic tests of the FS components had the purpose of investigating the cyclic strength of the FS assembly components under a combined action of the compressive/tensile force of ±700 kN (with regard for the safety margin equal to 1.4), the sign-variable transverse displacement of ±3 mm, and the cartridge upper flange inclination of ±2.8 mrad (relative to the vertical axis) in the course of 2000 cycles (with regard for the safety margin of 5).

As the result of the cyclic tests, the FS cartridge design have gone through 2000 cycles without failure while ensuring the safety margin of 5 for the number of cycles.

The tests have confirmed the upgraded FA assembly design to be operable in the loading conditions typical of the ITER blanket operation, which has made it possible to approve the developed design as the base one, and allowed NIKIET JSC's experts to start to prepare technical documentation for the further pilot fabrication of the delivery sets

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ КАРТРИДЖА ГИБКОЙ ОПОРЫ ВНУТРЕННЕГО БЛАНКЕТА ИТЭР ПРИ АВАРИЙНОМ РЕЖИМЕ РАБОТЫ

Никулин Б.И., Поддубный И.И., Свириденко М.Н., Данилов И.В.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Путрик А.Б. (ЧУ «ИТЭР-Центр», Москва, Россия)

Бланкет реактора ИТЭР состоит из 440 модулей бланкета, каждый из которых закреплен на вакуумной камере (ВК) с помощью четырех сборок гибких опор (ГО), главным элементом которых является картридж, представляющий собой полый перфорированный цилиндр с двумя фланцами: нижний соединяется с корпусом ВК, верхний – с защитным блоком. Для обеспечения электрической изоляции ГО от ВК используется электроизоляционное покрытие на базе оксида алюминия.

Нормальный режим работы реактора представляет собой периодическую последовательность режимов импульса с нейтронным потоком на внутрикамерные компоненты в течение 450 с и паузы с нулевым энерговыделением в течение 1800 с (режим Inductive I).

Согласно расчетам, в данном режиме максимальная температура в сборке ГО достигает 189 °С в центральном болте, тогда как в максимальная температура в картридже – 156 °С. При срывах плазмы в модуле бланкета индуцируются знакопеременные электромагнитные силы, действующие на картридж в осевом направлении, величиной, лежащей в диапазоне 500–600 кН, для двух сценариев срыва плазмы типа Fast VDE II и типа Slow VDE III. Расчет напряженно-деформированного состояния картриджа, с учетом комбинации нагрузок в режимах Inductive I и Fast VDE II показал, что конструкция картриджа удовлетворяет нормам статической и циклической прочности SDC-IC.

По требованию МО ИТЭР предварительное усилие затяга болта может варьироваться в диапазоне 600–1200 кН. Расчет НДС сборки ГО показал падение осевого усилия в режиме Inductive I с 600 до 504 кН, что при действии осевой силы 600 кН приводит к раскрытию стыка на интерфейсе «коническая втулка–картридж», из-за чего при циклическом режиме работы реактора существует вероятность разрушения электроизоляционного покрытия и перехода в аварийный режим работы бланкета, когда наведенный в модуль бланкета ток пойдет через опору.

В режиме Slow VDE III максимальная сила тока достигает 137 кА. Соответствующий омический нагрев, превышающий нейтронный на четыре порядка, в течение 300 мс приводит к сильному локальному возрастанию температуры картриджа до 966 °С и среднему разогреву спиц до 600 °С. Остывание картриджа с помощью механизма теплопроводности до рабочих температур происходит за 2250 с. Вследствие высокой разности температур между посадочным гнездом ВК, охлаждаемого водой при температуре 100 °С, и картриджем лучистый теплообмен между ними снижает время его охлаждения до 1500 с, однако данное значение остается существенным.

Протекание тока по спицам картриджа индуцирует собственное магнитное поле и, как следствие, электромагнитные силы, действующие в поперечном направлении, однако их величина не превышает 250 Н, влияние на общее НДС оказывается незначительным. в свою очередь, величина поперечных сил, индуцированных тороидальной компонентой магнитного поля реактора со значением до 9 Тл, достигает 12,6 кН на одной спице, что сопоставимо с силой, приводящей к потере устойчивости картриджа в поперечном направлении.

Высокие температуры в течение длительного времени приводят к действию значительных термических напряжений, деградации теплофизических и механических свойств, что вкупе с индуцированными электромагнитными силами, действующими на спицы картриджа, может привести к потере устойчивости картриджа, поэтому необходимо обеспечить предварительное усилие затяга болта сборки ГО, заведомо гарантирующее условие нераскрытия стыка на интерфейсе «коническая втулка–картридж».

COMPUTATIONAL JUSTIFICATION OF THE DESIGN OF THE FLEXIBLE CARTRIDGE OF THE ITER INNER BLANKET DURING EMERGENCY OPERATION

Nikulin, B.I.; Poddubnyy, I.I.; Sviridenko, M.N.; Danilov I.V.
(NIKIET JSC, Moscow, Russia),
Putrik, A.B. (“ITER-Center” Private Institution, Moscow, Russia)

The ITER reactor blanket consists of 440 blanket modules (BMs), each of which is attached to the vacuum vessel (VV) by means of four Flexible Cartridge (FC) Assemblies, the main element of which is a FC – a hollow perforated cylinder with two flanges. The lower flange is connected to VV housing and the upper one is connected to a shield block (SB). To ensure the electrical isolation of FC Assemblies from the VV, an electrical insulating coating (EIC) based on aluminum oxide is used.

The normal mode of reactor operation is a periodic sequence of pulse modes with a neutron flux to in-vessel components for 450 s and pause modes with zero energy release for 1800 s (Inductive I mode). According to calculations, in this mode, the maximum temperature in the FC Assembly reaches 189 °C in the central bolt, while in the FC the maximum temperature is 156 °C.

During plasma disruptions, alternating electromagnetic forces of 500-600 kN acting on the FC in the axial direction are induced in BMs for two scenarios of plasma disruption: the Fast VDE II type and the Slow VDE III type. The calculation of the stress-strain state (SSS) of the FC in consideration for the combination of loads in the Inductive I and Fast VDE II modes showed that the FC design meets the SDC-IC static and cyclic strength standards.

As required by the IO ITER, the preliminary bolt tightening force can vary in the range of 600-1200 kN. The SSS calculation for the FC Assembly showed a decrease in the axial force in the Inductive I mode from 600 kN to 504 kN, which, under the action of a 600 kN axial force, leads to the opening of the joint at the "conical insert-FC" interface. In the cyclic mode of reactor operation, this may cause EIC damage and transition to the emergency operation of the blanket when the current induced in the BM goes through the FC Assembly.

In the Slow VDE III mode, the maximum current reaches 137 kA. Within 300 ms the corresponding ohmic heating, which exceeds the neutronic-induced heating by 4 orders of magnitude, leads to a strong local increase in the FC temperature up to 966°C and an average heating of the spokes up to 600°C. The FC cooling to operating temperatures via heat conduction mechanism occurs over 2250 s. Due to high temperature difference between the VV seat cooled by 100°C water and the FC, radiant heat exchange between them reduces the cooling time to 1500 s; however, this value remains significant.

Current flow through the FC spokes induces its own magnetic field and, consequently, electromagnetic forces acting in the transverse direction, with their magnitude not exceeding 250 N, and thus the effect on the total SSS being negligible. In turn, the magnitude of the transverse forces induced by the toroidal component of the reactor magnetic field of up to 9 T reaches 12.6 kN on one spoke, which is comparable to the force that causes buckling of the FC in the transverse direction.

Long-term effect of high temperatures leads to significant thermal stresses, degradation of thermophysical and mechanical properties, which, together with the induced electromagnetic forces acting on the FC spoke, may result in FC stability loss. Thus, it is necessary to ensure a preliminary tightening force for the FC Assembly bolt, which guarantees non-opening of the joint at the "conical insert-FC" interface.

КВАЛИФИКАЦИЯ МЕТОДОВ НАНЕСЕНИЯ ПОКРЫТИЙ РАЗЛИЧНОГО ФУНКЦИОНАЛЬНОГО НАЗНАЧЕНИЯ НА ВНУТРИКАМЕРНЫЕ КОМПОНЕНТЫ БЛАНКЕТА ИТЭР

Чебурова А.В., Козлов С.А., Хомяков С.Э., Поддубный И.И., Свириденко М.Н.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Беликов А.И., Колесник Л.Л. (ООО «Электровакуумные технологии», Москва, Россия),
Шер Е.С., Ульяницкий В.В. (ООО «СТЗП», Москва, Россия),
Путрик А.Б. (Частное учреждение «ИТЭР-Центр», Москва, Россия)

В рамках реализации соглашений о поставке внутрикамерных компонентов на площадку ИТЭР, АО «НИКИЭТ» при поддержке представителей российского малого бизнеса выполняет работы по изготовлению поставочных компонентов ИТЭР, включающему нанесение

покрытий различного функционального назначения. в данной статье приводится описание двух технологий нанесения покрытий, прошедших квалификацию Международной Организации ИТЭР (МО ИТЭР), – электроизоляционного и антифрикционного.

Электроизоляционное покрытие (ЭИП) предназначено для обеспечения электрической изоляции элементов крепления модулей бланкета ИТЭР. Для нанесения ЭИП используется детонационный метод, разработанный ООО «Сибирские технологии защитных покрытий», а в качестве материала ЭИП используется оксид алюминия (Al_2O_3) с адгезионным подслоем из NiCr. с целью подтверждения качества и работоспособности ЭИП были проведены квалификационные испытания, включающие измерение толщины подслоя и покрытия, измерение объемного сопротивления, проверку прочности сцепления ЭИП с материалом подложки, измерение пористости ЭИП и анализ его химического состава. Все вышеуказанные испытания проведены по утвержденным МО ИТЭР процедурам для проверки нанесенного ЭИП на соответствие установленным критериям приемки.

Антифрикционное покрытие (АФП) предназначено для уменьшения коэффициента трения с целью обеспечения требований к усилию затяга резьбовых элементов внутрикамерных компонентов. в качестве материала АФП выбран дисульфид молибдена MoS_2, нанесенный методом магнетронного распыления в вакууме. Технология нанесения разработана АО «НИКИЭТ» совместно с ООО «Электровакуумные технологии». Технология нанесения АФП также прошла все стадии квалификации: измерение толщины нанесенного покрытия; измерение шероховатости после нанесения; визуальный контроль АФП; ряд трибологических испытаний и серию испытаний на закручивание/откручивание.

В настоящей статье обобщены результаты квалификации для каждого из указанных выше покрытий, приведены результаты испытаний и выводы по дальнейшей оптимизации разработанных технологий и их адаптации к последующему серийному изготовлению внутрикамерных компонентов бланкета с покрытиями различного функционального назначения для поставки на площадку ИТЭР.

QUALIFICATION OF METHODS FOR APPLYING COATINGS OF VARIOUS FUNCTIONAL PURPOSES ON ITER BLANKET COMPONENTS

Cheburova, A.V.; Kozlov, S.A.; Khomiakov, S.E.; Poddubnyi, I.I.;
Sviridenko, M.N. (NIKIET JSC, Moscow, Russia);
Belikov, A.I.; Kolesnik, L.L. (Electrovacuum Technologies LLC, Moscow, Russia);
Sher, E.S.; Ulyanitskiy, V.V. (STZP LLC, Moscow, Russia);
Putrik, A.B. ("ITER-Center" Private Institution, Moscow, Russia)

As part of the implementation of agreements on the supply of in-vessel components to the ITER site, NIKIET JSC, with the support of the representatives of Russian small businesses, carries out activities on the manufacture of the supplied ITER components including the application of coatings of various functional purposes. This paper describes two coating technologies that have been qualified by the ITER International Organization (ITER IO): the electrical insulating coating (EIC) and the low-friction coating (LFC).

The electrical insulating coating (EIC) is designed to provide electrical insulation of the ITER blanket module attachment elements. The detonation method developed by Siberian Protective Coating Technologies LLC is used to deposit the EIC, and aluminum oxide (Al2O3) with the NiCr adhesive sublayer is used as the EIC material. To verify EIC quality and performance, qualification tests were carried out, including the thickness measurements of the sublayer and the coating, volume resistivity measurements, tests to check the strength of EIC adhesion to the substrate material,

EIC porosity measurements, and analysis of EIC chemical composition. All of the above tests were carried out in accordance with the procedures approved by ITER IO for checking compliance of the deposited EIC with the established acceptance criteria.

The low-friction coating (LFC) is designed to reduce the friction coefficient to meet the requirements for the tightening force of IVC threaded elements. Molybdenum disulfide (MoS2) deposited by vacuum magnetron sputtering was chosen as the LFC material. The deposition technology was developed by NIKIET JSC together with Electrovacuum Technologies LLC. The LFC deposition technology has also passed all stages of qualification: measurements of the deposited coating thickness, measurements of roughness after the deposition, visual inspection of LFC, a series of tribological tests and a series of tightening/loosening tests.

This paper summarizes the qualification results for each of the above coatings, presents the test results and conclusions on further optimization of the developed technologies and their adaptation to the subsequent serial production of in-vessel blanket components with coatings of various functional purposes to be delivered to the ITER site.

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ И КВАЛИФИКАЦИЯ ЭЛЕКТРОИЗОЛИРУЮЩИХ НАКЛАДОК БЛАНКЕТА ИТЭР

Власов Д.А., Поддубный И.И., Хомяков С.Э., Паршутин Е.В., Трифонова Е.В., Чебурова А.В., Козлов С.А., Свириденко М.Н., Соловьев О.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), Ульяницкий В.В., Шер Е.С. (ООО «СТЗП», Новосибирск, Россия), Путрик А.Б. («Проектный центр ИТЭР», Москва, Россия), Беляев И.А. (ОИВТ РАН, Москва, Россия), Беликов А.И. (ООО «Электровакуумные технологии», Москва, Россия)

Контактные электроизолирующие накладки входят в состав соединителей модулей бланкета (СМБ) и панелей первой стенки (ППС) реактора ИТЭР. Накладки расположены на интерфейсах «ППС/защитный блок» и «защитный блок/вакуумная камера» и предназначены для восприятия ударных нагрузок, возникающих при срывах плазмы. в рамках соглашений о поставке СМБ и ППС АО «НИКИЭТ» отвечает за изготовление и поставку на площадку ИТЭР порядка 5000 комплектов сборок электроизолирующих накладок.

В рамках программы квалификации в АО «НИКИЭТ» совместно с ООО «СТЗП» (г. Новосибирск) и ООО «Электровакуумные технологии» (г. Москва) изготовлены 50 прототипов межмодульных цилиндрических и призматических накладок модулей бланкета, а также накладок ППС, включая элементы крепления и нанесение на накладки электроизолирующего и антифрикционного покрытий.

Программа квалификации контактных электроизолирующих накладок включала в себя ударные испытания, которые проводились совместно с ОИВТ РАН, а также статические циклические испытания, которые проходили в АО «НИКИЭТ». По результатам испытаний подтверждена работоспособность конструкций накладок с сохранением их электроизолирующих свойств, продемонстрирована нецелесообразность нанесения антифрикционного покрытия на контактную сферическую поверхность накладок и шлифовки электроизолирующего покрытия на цилиндрических и конических поверхностях накладок.

По результатам изготовления и испытания накладок в конструкцию и технологию изготовления внесены изменения, позволяющие существенно упростить и оптимизировать технологический процесс и процедуру контроля.

Успешное завершение квалификационных испытаний накладок позволяет перейти к подготовке технической документации для последующего серийного изготовления.

DEVELOPMENT OF THE DESIGN AND QUALIFICATION OF THE ITER BLANKET CONTACT PADS

Vlasov, D.A.; Poddubny, I.I.; Khomyakov, S.E.; Parshutin, Ye.V.; Trifonova, Ye.V.; Cheburova, A.V.; Kozlov, S.A.; Sviridenko, M.N.; Solovyev, O.V. (NIKIET JSC, Moscow, Russia); Ulyaninitsky, V.V.; Sher, Ye.S. (Siberian Protective Coating Technologies LLC, Novosibirsk, Russia); Putrik, A.B. (ITER Project Center, Moscow, Russia); Belyaev, I.Ya. (Joint Institute for High Temperatures of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia), Belikov, A.I. (Electrovacuum Technologies LLC, Moscow, Russia)

Contact pads are components of the ITER reactor blanket module connectors (BMC) and first wall panels (FWP). The pads are installed at the 'first wall panel/shield block' and 'shield block/ vacuum chamber' interfaces and are designed to accommodate impact loads as the result of plasma disruptions. As part of the BMC and FWP supply arrangements, NIKIET JSC is responsible for the fabrication and supply to the ITER site of about 5000 contact pad assembly sets.

As part of the qualification program, NIKIET JSC, jointly with SPCT LLC, Novosibirsk, and Electrovacuum Technologies LLC, Moscow, have manufactured 50 prototypes of cylindrical and prismatic intermodule pads for the blanket modules, as well as the first wall panel pads, including mounting parts and the pad electroinsulating and antifriction coating application.

The contact pad qualification program included impact tests conducted jointly with JIHT RAS, as well as static cyclic tests held at NIKIET JSC. The test results were used to confirm the serviceability of the pad designs with preservation of their electroinsulating properties, and demonstrate that it would not be reasonable to apply an antifriction coating to the spherical contact pad surface, and grind the electroinsulating coating on the cylindrical and conical pad surfaces.

Alterations have been made to the design and the fabrication technology based on the pad fabrication and test results which make it possible to simplify considerably and optimize the process and the test procedure.

The successful completion of the pad qualification tests allows proceeding to the preparation of technical documentation for the further serial fabrication.

ОБОСНОВАНИЕ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ЭЛЕКТРИЧЕСКОГО СОЕДИНИТЕЛЯ БЛАНКЕТА ИТЭР

Козлов С.А., Вербицкая К.С., Паршутин Е.В., Толкачев Д.В., Поддубный И.И., Свириденко М.Н., Данилов И.В. (АО «НИКИЭТ»), Путрик А.Б. (ИТЭР-центр)

В рамках реализации Соглашения о Поставке теплонапряженных панелей первой стенки бланкета ИТЭР и соединителей модуля бланкета для сооружаемого в настоящее время во Франции Международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР АО «НИКИЭТ» ответственно за разработку и поставку на площадку ИТЭР более 2000 комплектов электрических соединителей (ЭС).

ЭС различных типоразмеров предусмотрены в конструкции бланкета ИТЭР для замыкания токов с поверхности модуля бланкета на вакуумную камеру с целью защиты патрубков подвода и отвода теплоносителя от омического нагрева, а также снижения электромагнитных нагрузок при возможных срывах плазмы на модуль бланкета. Два ЭС устанавливаются на интерфейсе "панель первой стенки – защитный блок", еще два – на интерфейсе " защитный блок – вакуумная камера".

ЭС выполнен в виде моноблочной конструкции прямоугольной формы с волнообразными токоведущими ламелями толщиной 1,2 мм. ЭС выполняется в двух исполнениях в зависимости от расположения:

- 10 ламелей для модулей, расположенных в зоне внешнего бланкета, позволяет пропускать ток силой до 41,4 кА. Общие габариты – 168×80×47 мм;
- 14 ламелей для расположенных на верхнем своде вакуумной камеры и в зоне внутреннего бланкета, в которых возможно протекание тока значением до 137 кА. Общие габариты – 168×100×47 мм.

В соответствии с требованиями МО ИТЭР до начала серийного изготовления необходимо квалифицировать процесс изготовления конструкции ЭС и подтвердить работоспособность конструкции в условиях, характерных для работы ИТЭР. Программа квалификации ЭС включает как изготовление, так и циклические механические испытания при повышенной температуре.

В рамках программы квалификации было изготовлено 11 ЭС. Механические циклические испытания выполнены в три стадии:

стадия 1 – начальное смещение = 1,7 мм, амплитуда = 0,8 мм, число циклов = 22 000,

стадия 2 – начальное смещение = 1,7 мм, амплитуда = 1,1 мм, число циклов = 8 000, что соответствует режиму работы inductive I.

стадия 3 – начальное смещение = 1,7 мм, амплитуда = 2,2 мм, число циклов – до полного разрушения, что соответствует срывам плазмы.

После прохождения стадий 1 и 2 испытаний на всех ламелях отсутствуют разрушения и трещины, что удовлетворяет критериям приемки. После стадии 3 показано, что минимальный коэффициент запаса равен 2, а максимальный 5,25 и разрушено не более двух ламелей при требуемом числе циклов 400, что удовлетворяет критериям приемки. По результатам квалификации внесены корректировки. Дополнительно изготовлено три ЭС бланкета ИТЭР из CuCrZr-бронзы и проведены механические циклические испытания. Соединители прошли стадии 1 и 2 испытаний без замечаний, трещин или разрушения ламелей не зафиксировано, что удовлетворяет критериям приемки ЭС. По окончанию 3-й стадии испытаний были зафиксированы трещины на всех ламелях, однако минимальный коэффициент запаса составил 10,5 при требуемом числе циклов 400, что удовлетворяет критериям приемки.

Специалисты АО «НИКИЭТ» завершили процесс квалификации ЭС модуля бланкета ИТЭР. По результатам квалификации подтверждена как возможность изготовления ЭС, так и его работоспособность при нагрузках, соответствующих режимам работы ИТЭР.

JUSTIFICATION OF THE ITER BLANKET ELECTRICAL CONNECTOR SERVICEABILITY

Kozlov, S.A.; Verbitskaya, K.S.; Parshutin, Ye.V.; Tolkachev, D.V.; Poddubny, I.I.; Sviridenko, M.N.; Danilov I.V. (NIKIET JSC); Putrik, A.B. (ITER Center)

As part of the arrangement to supply the ITER blanket first wall enhanced heat flux (EHF) panels and the blanket module connectors (BMC) for the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) currently under construction in France, NIKIET JSC is responsible for the development and delivery to the ITER site of more than 2000 electrical connector (EC) sets.

ECs of different standard sizes are used in the ITER blanket design for the electrical connection of the blanket module (BM) surface to the vacuum vessel (VV) to protect the coolant inlet and outlet pipes against ohmic heating, as well as to reduce the electromagnetic loads in the event of potential

plasma disruptions on the BM. Two ECs are installed on the "first wall panel (FWP) – shielded block (SB)" interface, and two more are installed on the "SB – VV" interface.

Each EC is designed as a rectangular-shaped one-piece structure with 1.2 mm thick wave-like electric conducting lamellas. There are two EC designs depending on the location:

- 10 lamellas for the modules installed in the outboard blanket area, which allows the passage of a current with an intensity of up to 41.4 kA. The overall dimensions are 168×80×47 mm;
- 14 lamellas installed on the VV top rows and in the inboard blanket area, in which the passage of a current with an intensity of up to 137 kA is possible. The overall dimensions are 168×100×47 mm.

Prior to the series fabrication, in accordance with the ITER IO requirements, the EC manufacturing process needs to be qualified, and the EC structural robustness needs to be confirmed in the ITER-specific conditions. The EC qualification program includes both manufacturing and mechanical cyclic tests at an elevated temperature.

There were 11 ECs manufactured as part of the qualification program. The mechanical cyclic tests were conducted in three stages:

stage 1 – initial displacement = 1.7 mm, amplitude = 0.8 mm, number of cycles = 22 000,

stage 2 – initial displacement = 1.7 mm, amplitude = 1.1 mm, number of cycles = 8 000, which corresponds to the inductive operating mode (I).

stage 3 – initial displacement = 1.7 mm, amplitude = 2.2 mm, number of cycles – until the complete destruction, which corresponds to the plasma disruptions.

Following test stages 1 and 2, there are no failures or cracks in any lamellas which satisfies the acceptance criteria. It was shown after stage 3 that the minimum safety margin was equal to 2, and the maximum safety margin was equal to 5.25, while there were not more than 2 failed lamellas and the required number of cycles was 400, which satisfies the acceptance criteria. Adjustments have been made based on the qualification results. Three more ITER blanket ECs were made of CuCrZr bronze and mechanical cyclic tests were conducted. There were no observations made with respect to the connectors as the result of test stages 1 and 2, and no cracks or failures were recorded in the lamellas, which satisfies the EC acceptance criteria. After test stage 3 was completed, cracks were recorded in all lamellas, still the minimum safety margin was 10.5 with the required number of cycles being 400, which satisfies the acceptance criteria.

NIKIET JSC's experts have completed the ITER blanket module EC qualification process. It has been confirmed based on the qualification results that it is possible to manufacture the ECs, and they are serviceable in conditions of the loads representative of the ITER operating modes.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ САМОСТОПОРЯЩИХ СВОЙСТВ ЭЛЕМЕНТОВ КРЕПЛЕНИЯ БЛАНКЕТА ИТЭР

Поддубный И.И., Козлов С.А., Свириденко М.Н., Данилов И.В., Паршутин Е.В., Тимофеев С.В., Апальков А.А., Усов С.М. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), Путрик А.Б. (Частное учреждение «ИТЭР-Центр», Москва, Россия)

Бланкет реактора ИТЭР состоит из 440 модулей. Модули бланкета (МБ) закреплены на вакуумной камере реактора с помощью резьбовых соединений, выполненных по специальной технологии EMUGE Self-lock, обеспечивающей самостопорящие свойства в резьбовом соединении. в следствии чего поставочные комплекты АО «НИКИЭТ» включают резьбовые соединения М24, М52 и М64, выполненные с применением технологи EMUGE Self-lock.

Циклический режим работы реактора ИТЭР и события, обусловленные срывами плазмы с различной длительностью и уровнем электромагнитных сил, может привести к многочастотному знакопеременному нагружению резьбовых соединений, что требует гарантированного исключения самоотвинчивания в резьбовых соединениях и обуславливает использование специальной резьбы типа EMUGE Self-lock, а в объем квалификационных испытаний включены тесты резьбовых пар на циклические нагрузки по методу Юнкера.

Данный метод предлагает сравнительные испытания двух резьбовых пар – пары с метрической резьбой в качестве реперного значения и пары с повышенными свойствами самостопорения. Пары нагружаются поперечной сдвигающей силой. Амплитуда подбирается такой, что за 1000 циклов нагружения в референсной паре усилие затяга падает практически до нуля. Далее, используя подобранные параметры (частота, амплитуда), испытывается пара с повышенными стопорящими свойствами. По уровню снижения усилия затяга болта по окончанию заданного числа циклов нагружения делается вывод о стопорящих свойствах.

В работе представлены результаты экспериментов по методу Юнкера пар М24 (реперная) и EMUGE Selflock-M24. в процессе испытаний достигнута рекомендованная стандартами частота 10 Гц. Амплитуда смещений принята в соответствии с требованием стандарта на тест Юнкера и составила ±0,8 мм. Проведены испытания как при проектных усилиях затяга резьбовых пар (90–105) кН, так и при повышенных значениях (130– 155) кН.

В работе отмечено, что метрическая резьба обладает неудовлетворительными самостопорящими свойства, так же как и резьба EMUGE Self-lock в комбинации с антифрикционным покрытием при уровне средних напряжений в теле болта менее 35 % от предела текучести. Однако при средних напряжениях в теле болта достигающих (40–50) % от предела текучести раскручивания резьбой пары не происходит.

EXPERIMENTAL STUDY INTO THE SELF-LOCKING PROPERTIES OF THE ITER BLANKET FASTENING ELEMENTS

Poddubnyi, I.I.; Kozlov, S.A.; Sviridenko, M.N.; Danilov, I.V.; Parshutin Ye.V., Timofeyev, S.V.; Apalkov, A.A.; Usov, S.M. (NIKIET JSC, Moscow, Russia); Putrik, A.B. (Institution "Project Center ITER", Moscow, Russia)

The ITER reactor blanket consists of 440 modules. The blanket modules (BM) are attached to the reactor vacuum vessel using threaded joints made by a special technology, EMUGE Self-lock, which ensures the self-locking properties in the threaded joint. Due to this, the delivery packages from NIKIET JSC include M24, M52 and M64 EMUGE Self-lock threaded joints.

Cyclic operation of the ITER reactor and the events caused by plasma disruptions with different durations and different levels of electromagnetic forces may lead to the multi-frequency alternating loading of the threaded joints which requires self-loosening to be reliably avoided in the threaded joints, and explains the choice of dedicated EMUGE Self-lock threads, and the qualification test scope includes cyclic loading tests of the threaded pairs based on the Junker method.

This method suggests that two threaded pairs are tested comparatively: a metric-thread pair used as the reference pair, and a pair with increased self-locking properties. The pairs are loaded with a transverse shearing force. The amplitude is selected such that the tightening force in the reference pair drops practically to zero after 1000 loading cycles. Further, the pair with increased locking properties is tested using the selected parameters (frequency, amplitude). A conclusion on the locking properties is made based on the level of the bolt tightening force reduction after the preset number of loading cycles.

The paper presents the Junker experiment results for the reference M24 pair and the M24 EMUGE Self-lock pair. The standard-recommended frequency of 10 Hz was reached in the testing process.

The amplitude of displacements was assumed as required by the Junker test standard and amounted to ±0.8 mm. The tests were conducted both with the design threaded pair tightening forces of 90 to 105 kN, and with increased values (130 to 155 kN).

It is noted in the paper that metric thread has unsatisfactory self-locking properties, as well as the EMUGE Self-lock thread, combined with a low friction coating, at the level of the bolt shank medium stresses of less than 35 % of the yield strength value. However, no threaded pair unscrewing takes place in the conditions of the body shank medium stresses reaching 40 to 50 % of the yield strength.

БИМЕТАЛЛИЧЕСКОЕ СОЕДИНЕНИЕ CuCrZr/316L(N) МНОГОСЛОЙНЫХ ОБРАЩЕННЫХ К ПЛАЗМЕ КОМПОНЕНТОВ И ЕГО ОПТИМИЗАЦИЯ

Пискарев П.Ю., Герваш А.А., Бобров С.В., Рузанов В.В., Огурский А.Ю., Мазуль И.В. (АО «НИИЭФА», Санкт-Петербург, Россия)

В работе рассматривается биметаллическое соединение CuCrZr/316L(N) (БМС), полученное диффузионной сваркой в условиях горячего изостатического прессования, и являющееся элементом конструкции многослойных обращенных к плазме компонентов термоядерной установки-реактора.

Известной особенностью БМС является слой с фазами циркония, выпадающими в медном сплаве вдоль условной границы раздела металлов. в настоящий момент известны случаи разрушения рассматриваемого БМС под действием термических напряжений в процессе изготовления обращенных к плазме компонентов. Разрушение происходило вследствие распространения трещины по указанному ранее слою с фазами циркония. в литературе отмечается способ оптимизации БМС путем введения в соединение промежуточного слоя из никеля.

Проведен сравнительный анализ указанного БМС с никелевой прослойкой, полученной разными способами, и без нее. Выполнено исследование структуры и элементного состава зоны БМС, где выявлены хрупкие фазы циркония различного химического состава для всех рассматриваемых вариантов. Выполнены измерения микротвердости, демонстрирующие наличие резкого перехода значений твердости более чем в два раза на условной границе раздела двух металлов. Проведены механические испытания биметаллических образцов на отрыв слоя, и для всех рассматриваемых вариантов БМС получены практически одинаковые значения разрушающего напряжения. Разрушение образцов в процессе испытаний при температуре до 150 °С происходило вязко по основному металлу (CuCrZr), а при более высоких температурах – по зоне соединения. Предположительно, такой вид разрушения является следствием «провала пластичности» в интервале температур 300…600 °С, характерного для большинства медных сплавов.

Вероятно, известные случаи разрушения БМС в обращенных к плазме компонентах и указанные случаи разрушения биметаллических образцов связаны с одними и теме же особенностями рассматриваемого БМС:

- слой с фазами циркония;
- граница раздела с резким переходом твердости;
- «провал пластичности».

Никелевая прослойка меняет химический состав зоны БМС, но не приводит к кардинальным изменениям указанных особенностей.

CuCrZr/316L(N) BIMETALLIC JOINT OF MULTILAYER PLASMA-FACING COMPONENTS AND ITS OPTIMIZATION

Piskarev, P.Yu.; Gervash, A.A.; Bobrov, S.V.; Ruzanov, V.V.; Ogurskiy, A.Yu., Mazul, I.V. (JSC "NIIEFA", Saint Petersburg, Russia)

The paper describes a bimetallic joint CuCrZr/316L(N) (BMJ), made by diffusion bonding under hot isostatic pressing (HIP), and which is a structural element of the plasma facing components (PFC) of a Fusion reactor.

A specific feature of the BMJ is a copper alloy layer with zirconium phases precipitating along the joint interface. There are known cases of the BMJ fracture due to thermal stresses in the PFC manufacturing process. Fracture occurred because of crack propagation along the indicated layer with zirconium phases. The literature indicates a method for improving the BMJ by adding an intermediate layer of nickel.

A comparative analysis of BMJ with and without a nickel interlayer made by different methods has been carried out. A study of the structure and elemental composition of the BMJ zone was carried out, where brittle zirconium phases of various chemical compositions were found for all considered options. Microhardness measurements were carried out, demonstrating the presence of a sharp change in hardness values by more than two times at the joint interface. Rupture test of bimetallic samples were carried out, and practically the same values of the breaking stress were obtained for all considered options of the BMJ. Fracture of bimetallic samples occurred viscously along the base metal (CuCrZr) during testing at temperatures up to 150 °C, and at higher temperatures – along the joint interface.

Probably, this type of fracture is a consequence of the "Intermediate temperature embrittlement" in the temperature range of 300–600 °C, which is typical for most copper alloys. Probably, the cases of the BMJ fracture in the PFC and the indicated cases of bimetallic samples fracture are associated with the same features of the considered BMJ:

- a layer with zirconium phases;
- Interface with a sharp transition in hardness;
- "Intermediate temperature embrittlement".

The nickel interlayer changes the chemical composition of the BMJ, but does not lead to significant changes in these features.

Научное издание

ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИИ
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

VI Международная научно-техническая
конференция

14–17 ноября 2023 г. | Москва, Россия

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ

INNOVATIVE DESIGNS AND TECHNOLOGIES
OF NUCLEAR POWER

VI International Scientific and Technical
Conference

November 14–17, 2023 | Moscow, Russia

COLLECTION OF ABSTRACTS

Издание подготовлено в Научно-исследовательском
и конструкторском институте энерготехники имени Н.А. Доллежаля

Ответственные за выпуск: Б.А. Габараев, Е.А. Карандина, Е.Е. Львова

Компьютерная верстка, художественное оформление: М.А. Мовчан

ISBN 978-5-98706-142-8

Подписано в печать 07.11.2023 Формат 60×90 1/8
Бумага офсетная. Гарнитура Таймс Уч.-изд. л. 27,4 Усл.-печ. л. 38,4
Тираж 500 экз.

АО «НИКИЭТ», 101000, Москва, а/я 788
Отпечатано в типографии АО «НИКИЭТ»
101000, Москва, а/я 788

Москва
Издательство АО «НИКИЭТ»
2023