

Современное состояние и тенденции развития интегрированных кодов для анализа безопасности АЭС

Заместитель директора
В.Ф.Стрижов

Нейтроника – 2019, Обнинск
27 – 29 ноября 2019 г.

- Верифицированные компьютерные коды —
аккумулированная база знаний
и основа обоснования безопасности
- Под интегральным расчетным кодом понимается
мультифизичное и многомасштабное программное
средство для моделирования поведения реакторной
установки и АЭС в целом
- Назначение: анализ поведения реакторной установки,
систем безопасности в условиях нормальной
эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации,
проектных и запроектных аварий
- От исходного события до выхода активности за
пределы АЭС и оценки доз облучения на персонал и
население
- Со времени основания в 1988 году разрабатывались
модели, одновременно создавались модели поведения
а.з., защитной оболочки, распространения активности
- Анализ безопасности и прогноз развития аварий
(кризисные центры)

Основные модули интегральных кодов

- Теплогидравлика
- Нейтронная физика
- Поведение тепловыделяющих элементов
- Продукты деления и аэрозоли
- Физическая химия (взаимодействие материалов
при высоких температурах)

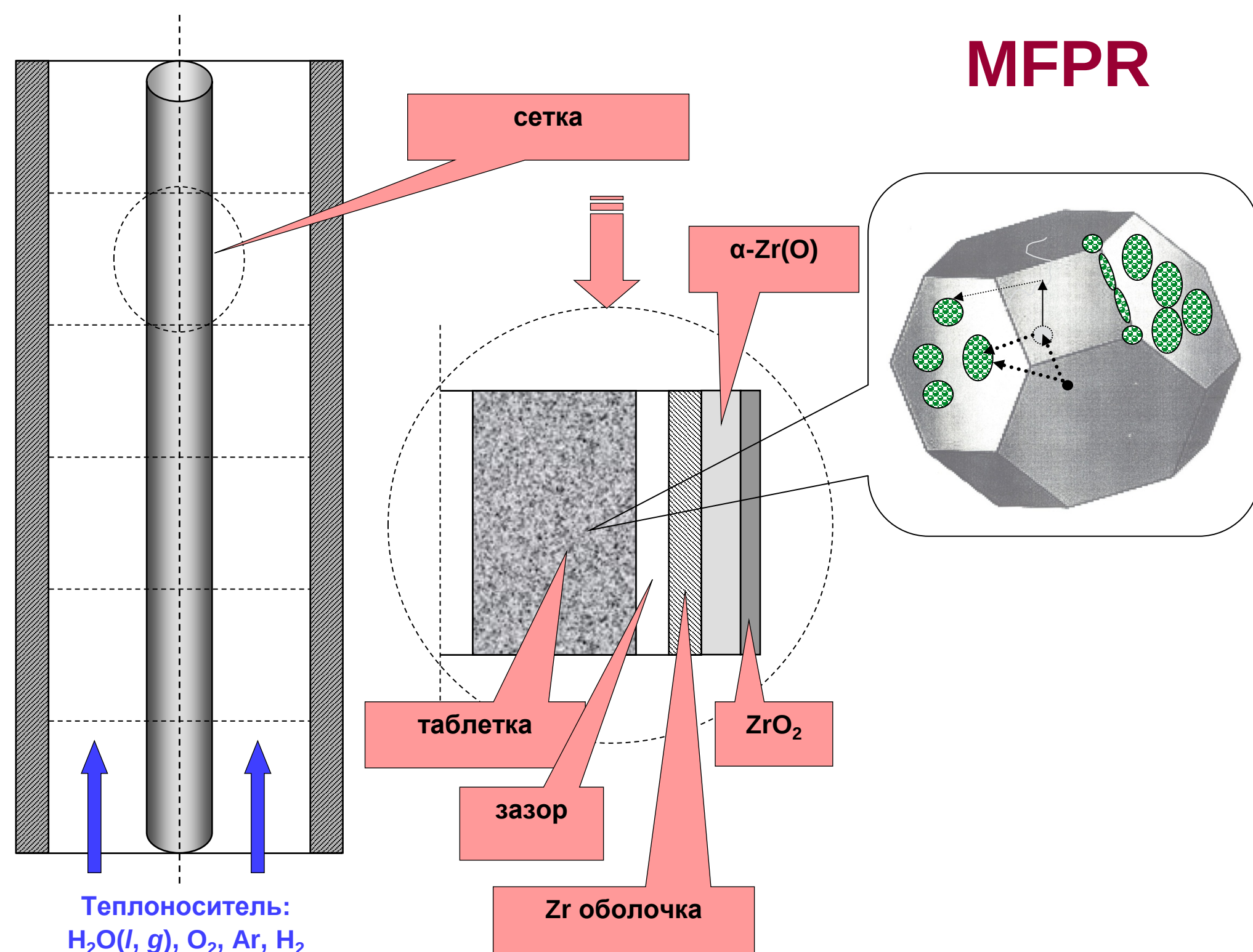
Основные требования

- Стандарты языков программирования
- Адаптация к современной вычислительной
технике
- Дружественный интерфейс пользователя
- Полный пакет документации (руководство
пользователя, руководство программиста,
руководство по моделям)

Поколения интегральных расчётных кодов



Целью разработки являлось механистическое моделирование поведения топливных элементов в нормальных, переходных и аварийных режимах



MFPR

СВЕЧА

- Механистическое моделирование термомеханических и физико-химических процессов нормальных и аварийных условиях
- Сотрудничество с IRSN (France), FZK (Germany), JRC/IE, US NRC

MFPR

- Механистический код для моделирования поведения продуктов деления в облученном UO_2 топливе в режимах нормальной эксплуатации и аварийных условиях, высокое выгорание
- Сотрудничество с IRSN (France)

СВЕЧА

Создание интегрального кода СКАТ (план 1998 года)



- Планом было предусмотрено создание первой системы кодов в тесной кооперации РНЦ «Курчатовский институт», ИБРАЭ, ВНИИЭФ, НИТИ, ФЭИ, ВНИИАЭС
- На ИБРАЭ была возложена задача создания макета базовой версии кода
- Система кодов получила свое название СКАТ
- Кризис 1998 года не позволил запустить проект

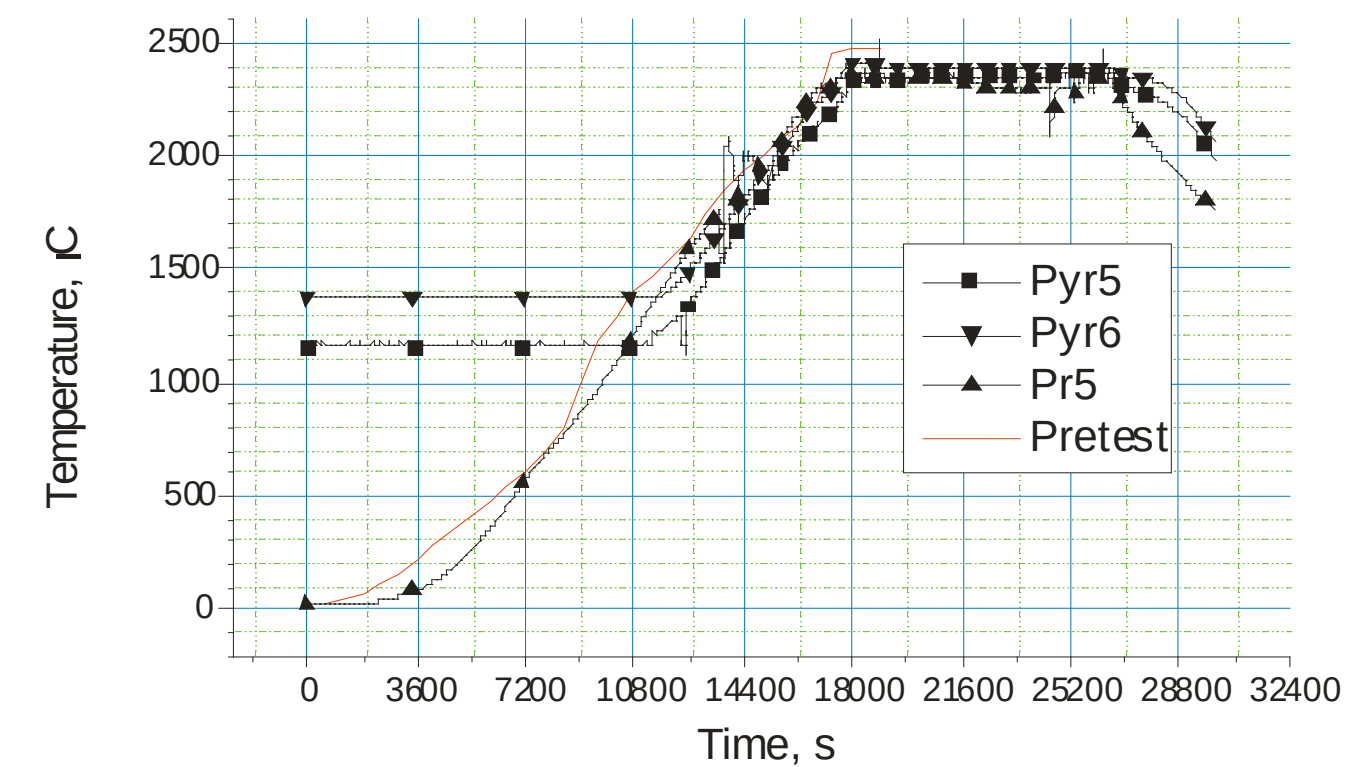
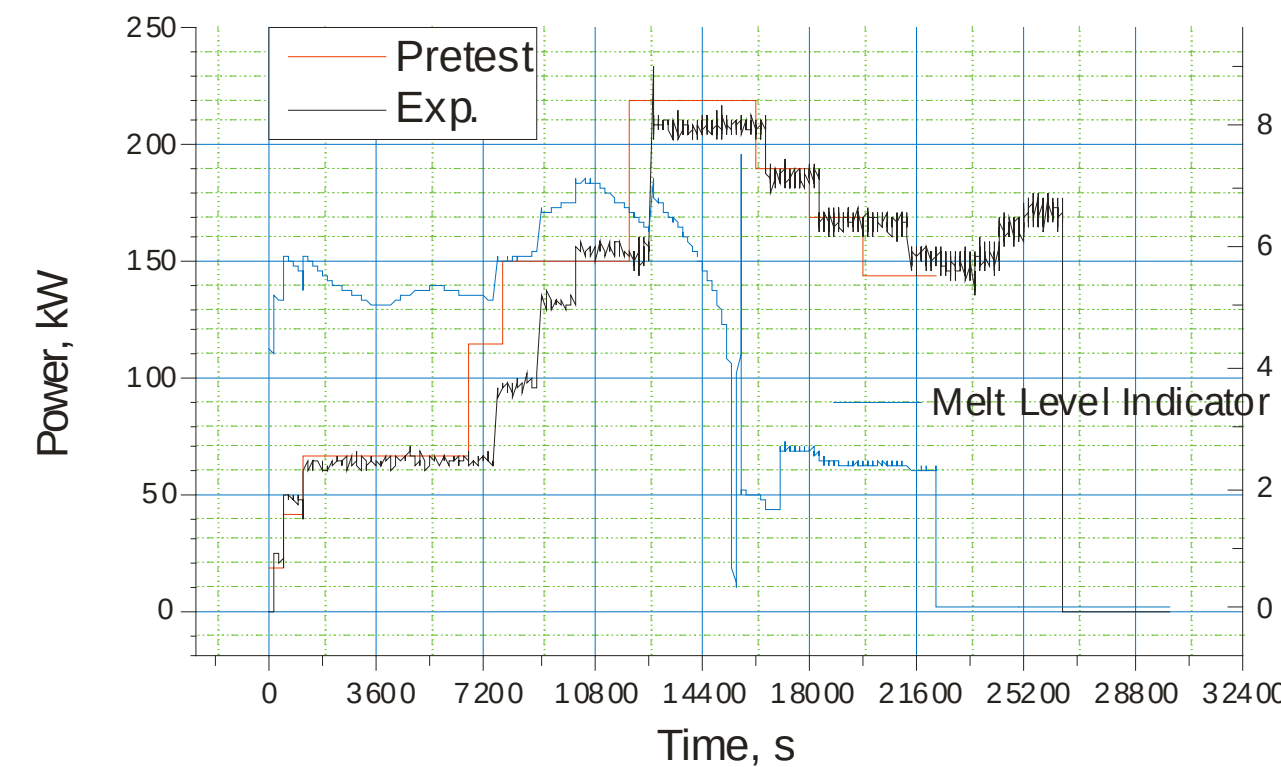
Наименование	Разработчик	Назначение
BIPR BARS SAPFIR РАДУГА	РНЦ КИ РНЦ КИ НИТИ/РНЦ КИ ВНИИАЭС	Физика реактора
SOURCE	ИБРАЭ	Расчет наработки и остаточного тепловыделения
BAGIRA RATEG KORSAR TRAP	ВНИИАЭС ВНИИЭФ НИТИ ОКБ ГП	Контурная теплогидравлика и оборудование
SVECHA RAPTA	ИБРАЭ ВНИИНМ	Разрушение твэлов при ТА
SVECHA/QUENCH	ИБРАЭ	Повторные заливы
CONV2D/LOHEY KOSTER MELVES NARAL	ИБРАЭ ФЭИ НИТИ ЭНИЦ	Взаимодействие с днищем корпуса
VAPEX	ЭНИЦ	Паровые взрывы
KUPOL PROBL-3ET-COM LEAK4 ISTRA	ФЭИ РНЦ КИ РНЦ КИ	Теплогидравлика в 3О, ПД, водород Теплогидравлика в 3О, ПД, водород Выход ПД из 3О Поведение йода в 3О
RASPLAV/MCCI/LAVA	ИБРАЭ	Взаимодействие с бетоном, растекание
CONT	ИБРАЭ	Механическое поведение 3О, разрушение

Исследования по удержанию расплава материалов активной зоны в корпусе реактора



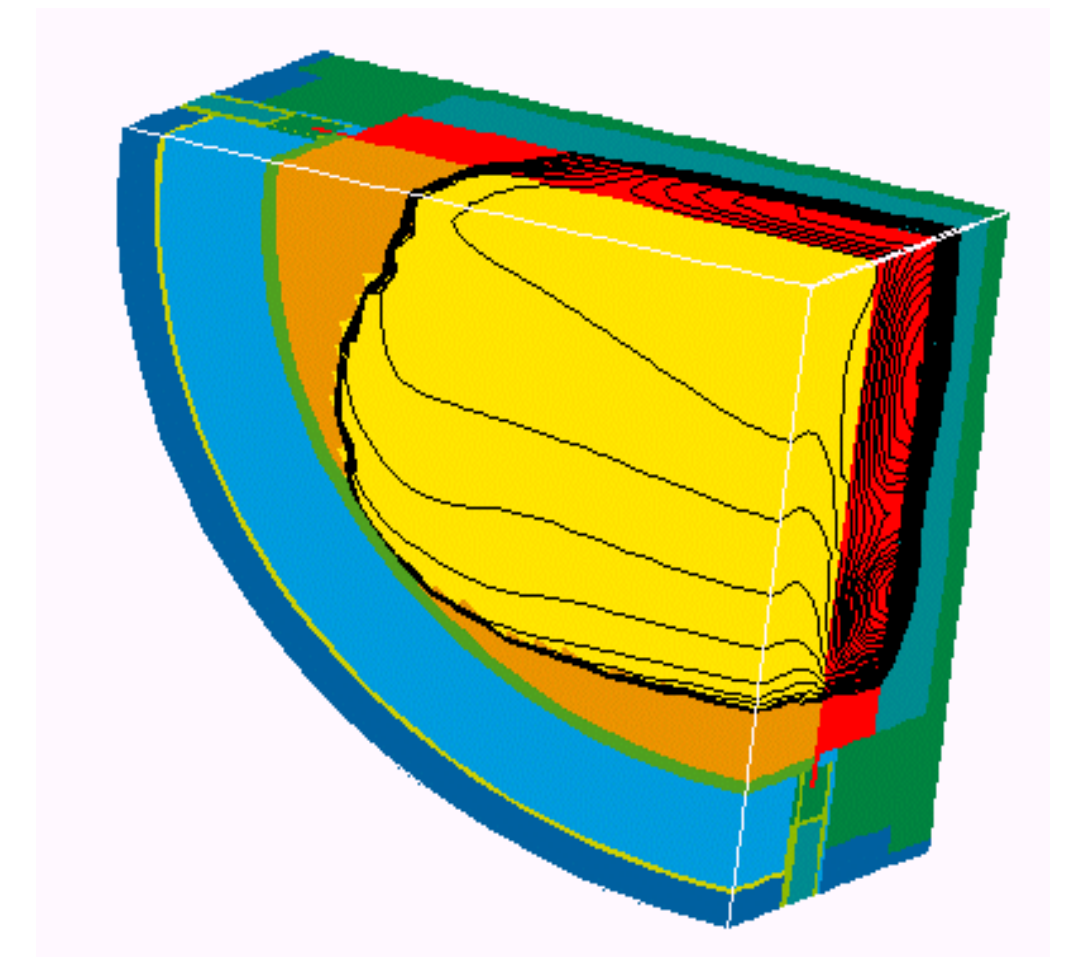
Проект RASPLAV

- Основной целью проекта РАСПЛАВ являлось изучение теплофизических процессов и взаимодействия прототипных материалов активной зоны применительно к внутрикорпусной стадии аварии
- Различный состав кориума при температурах более 2500°C



Проект MASCA

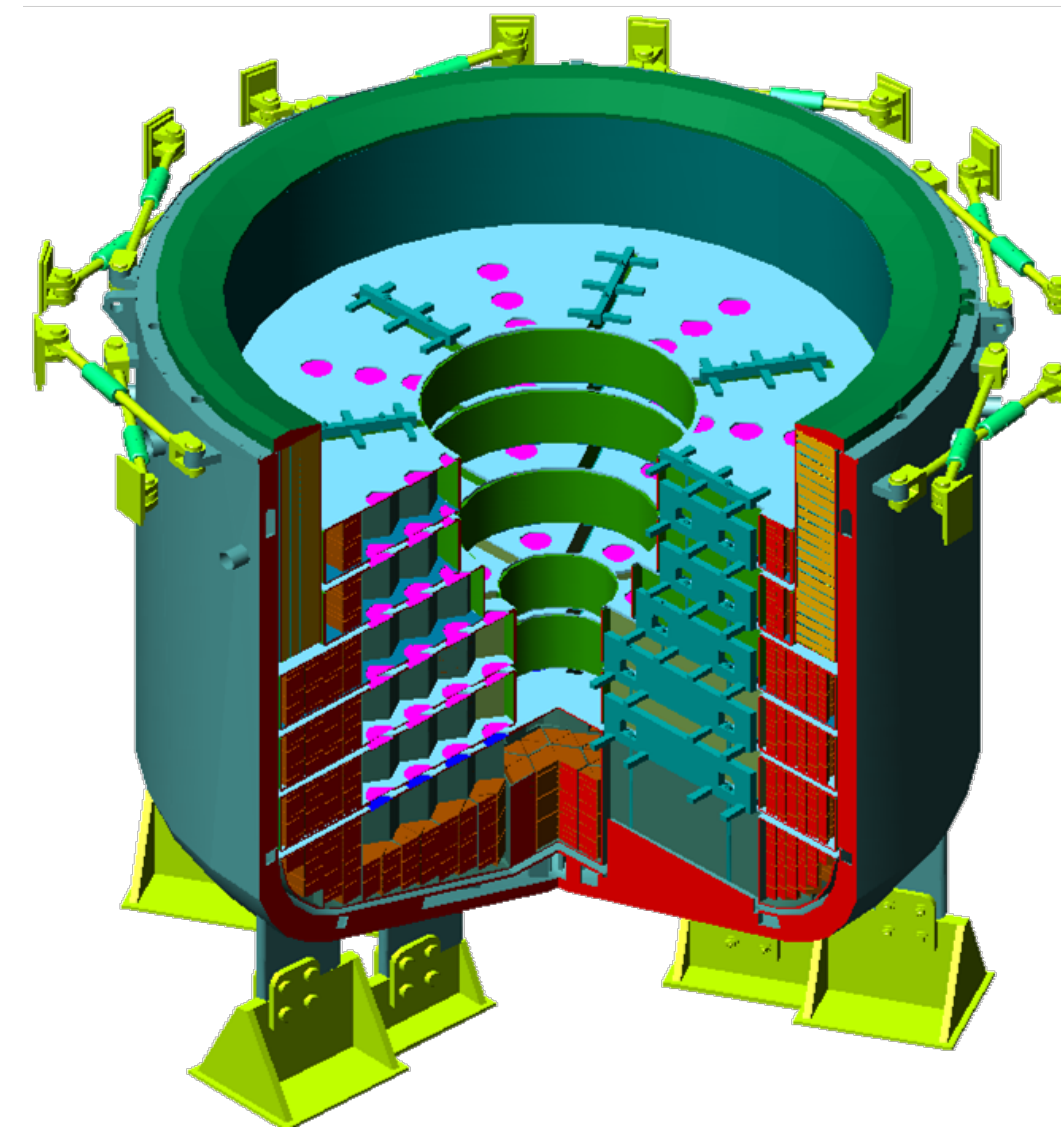
- Изучение физико-химического взаимодействия материалов активной зоны (топливо – сталь)
- Изучение поведения продуктов деления в жидкой фазе
- Исследование процессов физико-химических взаимодействий в окислительной среде



Поздняя стадия аварии: поведение расплава на днище корпуса и в УЛР

- Разработаны модели теплофизического и термодинамического поведения прототипных материалов активной зоны реактора ВВЭР
- Разработан расчетный код для анализа процессов поведения расплава на днище корпуса реактора
- Результаты работы используются для анализа возможности удержания расплава на днище корпуса реактора и в устройстве локализации расплава

Назначение: прием, локализация и захлаживание расплава при авариях с разрушением активной зоны и корпуса реактора



Моделирование – основной инструмент обоснования безопасности и оценки последствий тяжелых аварий



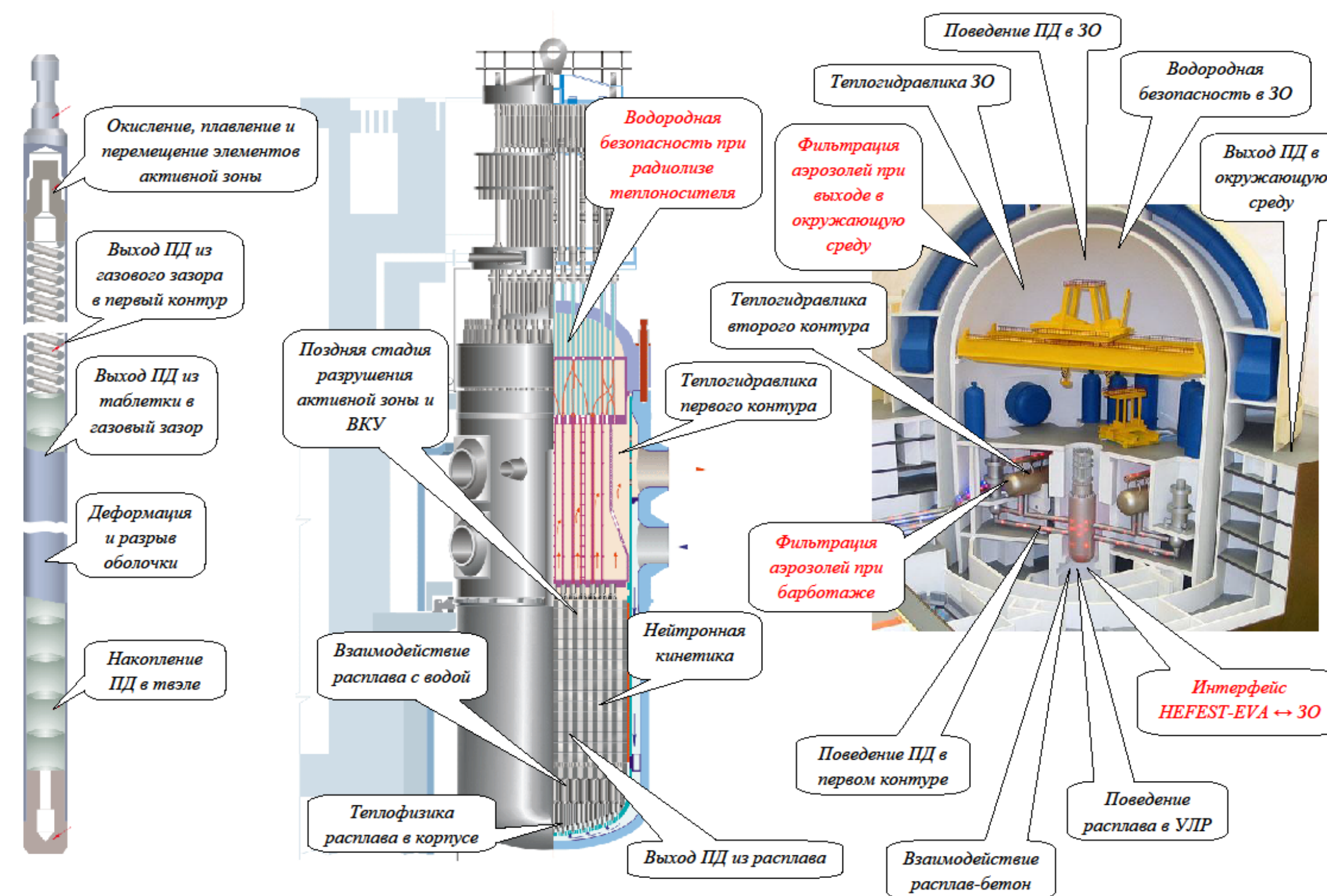
Российский код СОКРАТ – один из лучших тяжелоаварийных кодов

Расчетный код СОКРАТ:

моделирование аварийных процессов от исходного события до выхода активности за пределы защитной оболочки.

Ключевые задачи:

- Обоснование водородной безопасности для АЭС.
- Обоснование исходных данных для проектирования устройства локализации расплава (УЛР) АЭС-2006.
- Обоснование радиационной безопасности.



Разработчики: ИБРАЭ РАН, ФГУП РФЯЦ-ВНИИЭФ, РНЦ «Курчатовский институт», ОАО СБАЭП, ГНЦ РФ-ФЭИ, ОАО «ЭНИЦ», ОКБ «Гидропресс», ОКБМ

Состояние работы



- Создан расчетный код для анализа многообразных физических процессов при развитии аварийных процессов
- Базовая версия расчётного комплекса СОКРАТ/В1 аттестована в Ростехнадзоре
 - о Разработаны матрицы верификации и проведена верификация версии В2 для задач управления тяжелыми авариями
 - о Проходит аттестация версии В3 с моделями выхода и переноса продуктов деления и аэрозольных частиц
 - о Применения для анализа внутрикорпусной стадии аварии для АЭС с РУ ВВЭР, РWR, BWR
- Расчетный код передан в проектные и конструкторские организации ГК «Росатом»

ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА ПО ЭКОЛОГИЧЕСКОМУ,
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМУ И АТОМНОМУ НАДЗОРУ

Федеральное государственное учреждение
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЦЕНТР ПО ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ
БЕЗОПАСНОСТИ

АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА

Регистрационный номер депонированного ПС	652	Регистрационный номер аттестационного паспорта ПС	275
Дата регистрации	20.03.2008	Дата выдачи	13.05.2010

Название ПС, версия ПС: Расчетный код СОКРАТ/В1

Операционная система: WINDOWS2000/XP/VISTA/WINDOWS7

Язык (языки) программирования: FORTRAN 90 с использованием динамического распределения памяти (переносимое ядро);
FORTRAN-77 (отдельные модули);
C++ (библиотеки, постпроцессор)

Имя автора (авторов): А.Е.Киселев, В.Ф.Стрижов, В.В.Безлепкин, В.П.Соловьев, В.Б.Проклов, О.И.Мелихов, М.С.Самигулин, С.Е.Семашко, О.А.Воронова, Г.В.Кобелев, С.В.Светлов, А.Д.Васильев, А.С.Филиппов, С.С.Пылев, Д.Ю.Томашик, А.С.Девкин, Э.Ю.Щепетильников, В.Е.Никульшин, В.Л.Рогинская, В.Г.Сидоров, В.О.Кухтевич, В.Г.Соколов, Ю.Ф.Данилов, В.В.Шкарубский, М.С.Вещунов, А.В.Болдырев, В.Е.Шестак, В.Н.Семенов, В.И.Тарасов, В.Д.Озрин, Е.В.Моисеенко, Т.Б.Виноградова, В.В.Беликов, А.Л.Фокин, Т.А.Юдина, Н.И.Дробышевский, О.В.Тарасов, А.В.Ткаченко, В.Д.Степнов, С.В.Цаун, К.С.Долганов, М.Ю.Коржов, С.Ю.Касьянов, В.И.Романовский, В.И.Мелихов, С.Е.Якуш, М.В.Давыдов, Ю.В.Парфенов, И.М.Ивков, А.А.Лукьянов, А.А.Зайцев, Т.В.Попова.

Разработчик: ИБРАЭ РАН, ФГУП РФЯЦ-ВНИИЭФ, ОАО «СПбАЭП», ФГУ РНЦ «Курчатовский институт», ГНЦ РФ-ФЭИ, ОАО «ЭНИЦ»

Заявитель: ИБРАЭ РАН, Государственная корпорация РОСАТОМ

Решение Экспертного Совета: Аттестовать расчетный код СОКРАТ/В1 на срок 10 лет

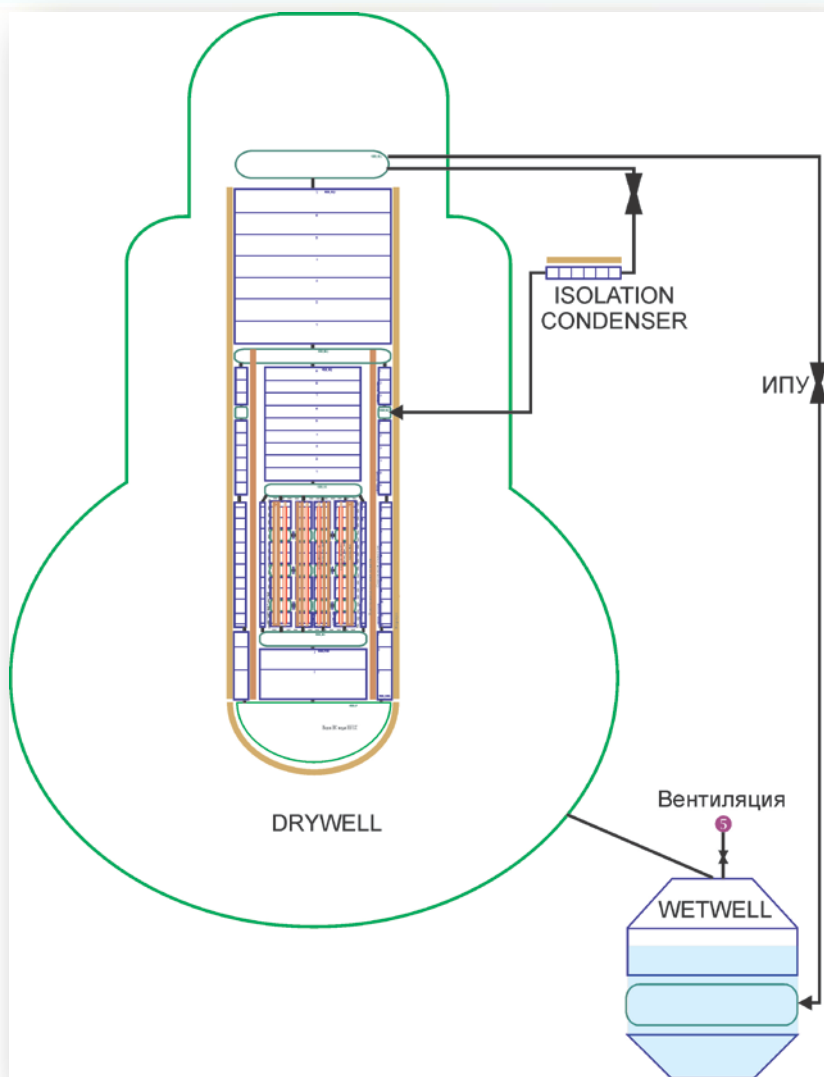
Приложение: на 6 стр.



Председатель Экспертного Совета
по аттестации ПС
при Ростехнадзоре

И.Р. Уголева

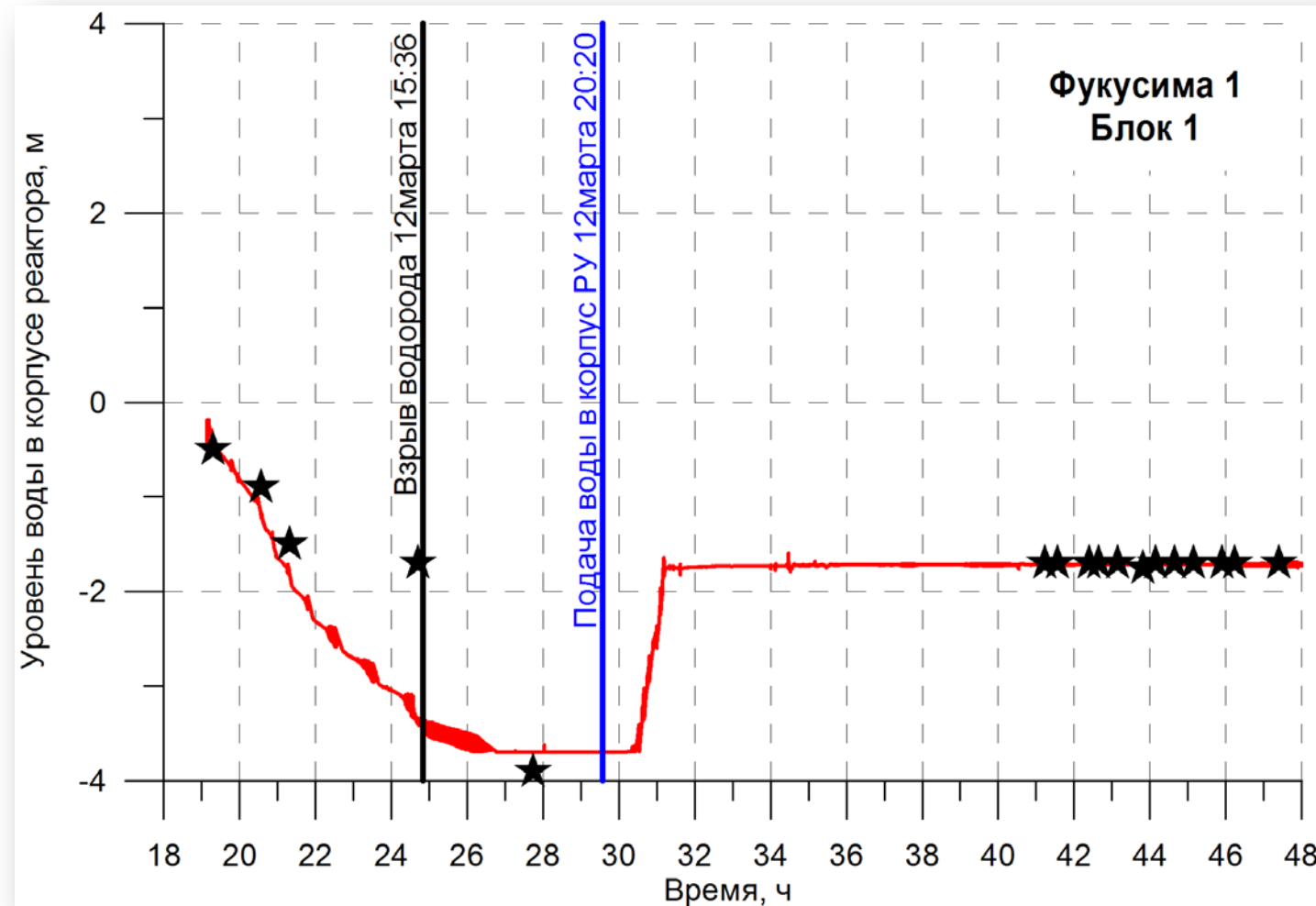
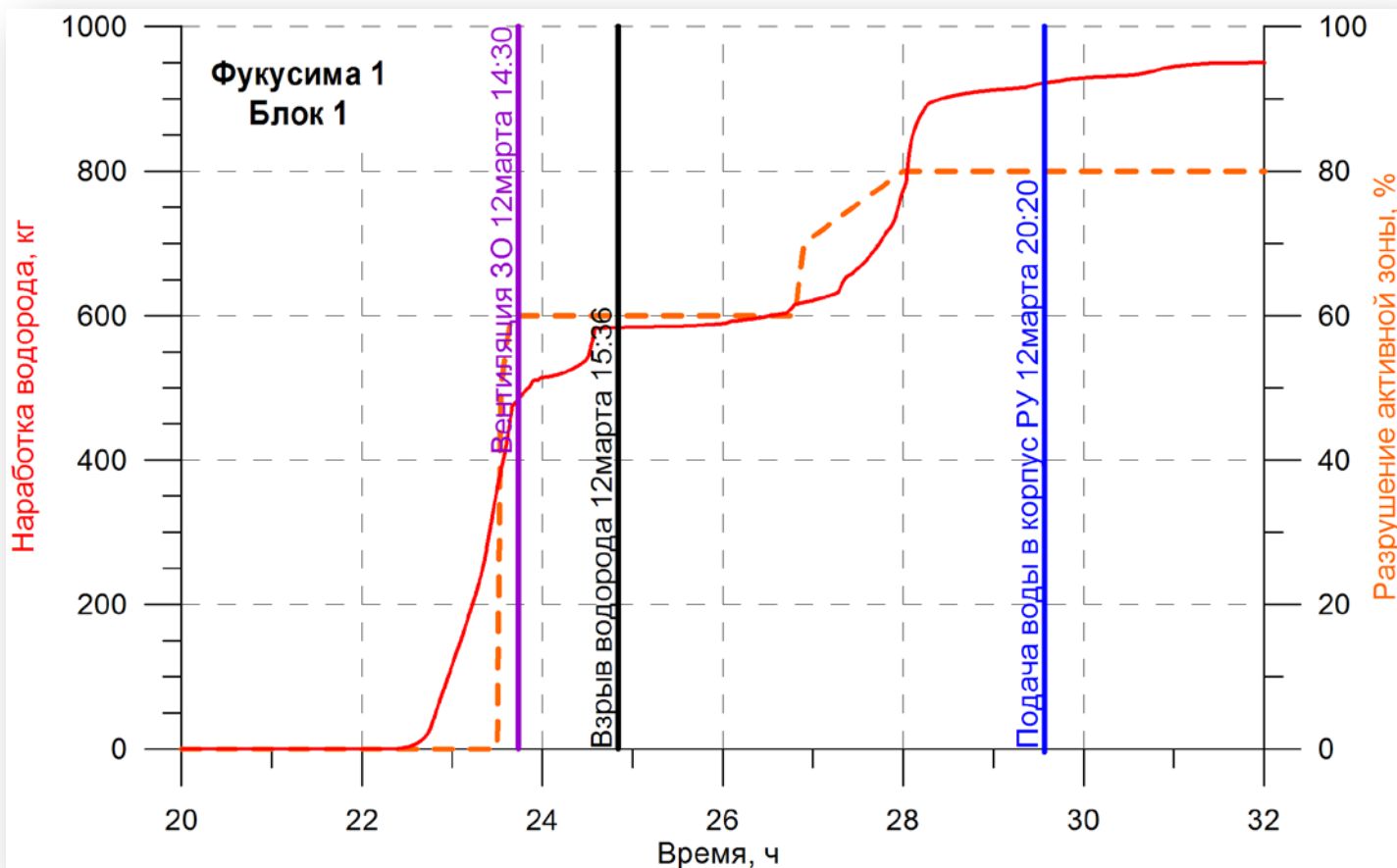
Расчетный анализ аварии на 1–3 блоках АЭС Фукусима (ПС «Сократ»)



- Снижение уровня теплоносителя в активной зоне
- Постепенное повышение давления в защитной оболочке.
- Рост температуры и образование водорода
- Взрыв водорода и выход продуктов деления
- Дальнейшее разрушение активной зоны

Расчетная модель РУ BWR/3 для кода SOCRAT

	Расчетное время взрыва (водорода для 1, 2, 4)		Фактическое время взрыва (водорода для 1, 2, 4)	
Блок 1	12.03	15:16	12.03	15:36
Блок 2	Превышение давления в 30			
	15.03	05:45	15.03	06:14



Без учета подачи воды для охлаждения

Программно-технический комплекс «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР»

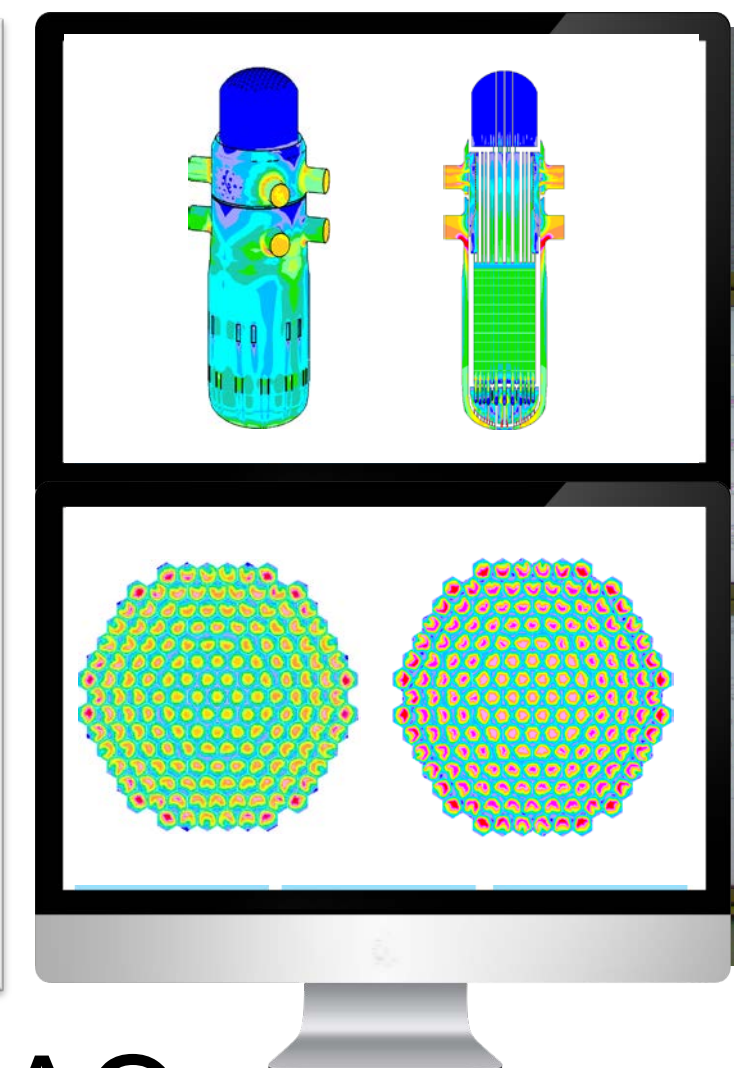
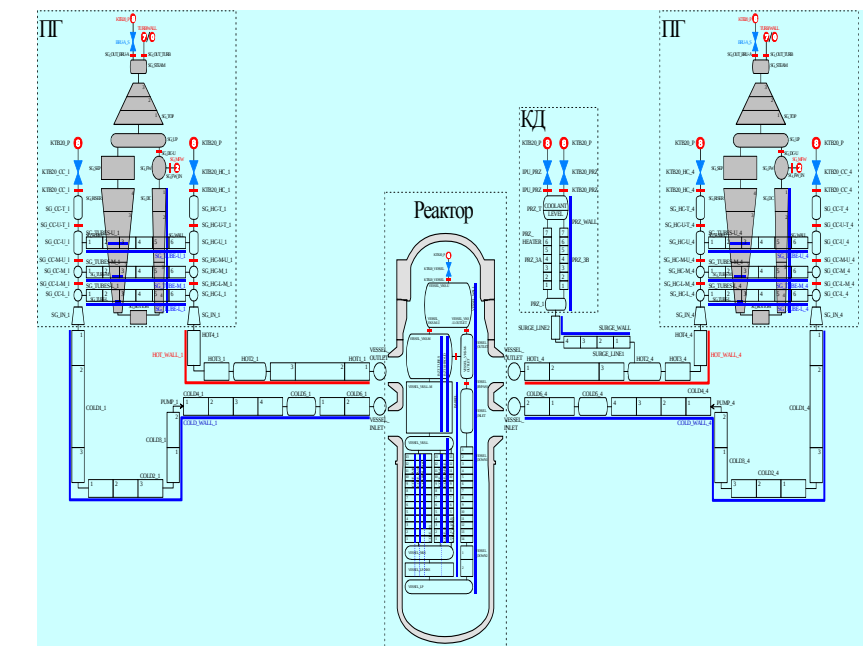
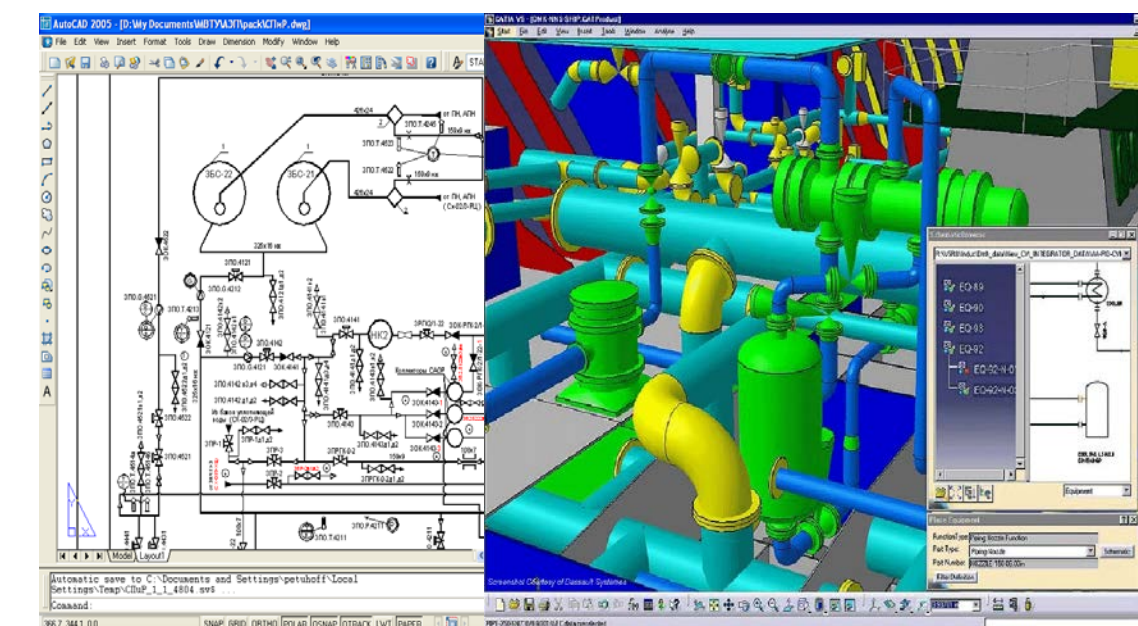


Целью работ по проекту является повышение качества обоснования надежности и безопасности новых проектов АЭС за счёт использования современной системы расчётных кодов для моделирования процессов, включая запроектные аварии

- Проведение комплексного анализа всех режимов работы энергоблока и обоснование технических решений на всех этапах ЖЦ АЭС
- Возможность оптимизации и проверки проектных решений на этапе проектирования и эксплуатации
- Разработка руководств по управлению авариями, в том числе для планирования мероприятий по защите персонала и населения
- ВЦАЭС – гибкая настраиваемая модель для обоснования проектов

Проектные
данные

Расчетная
модель



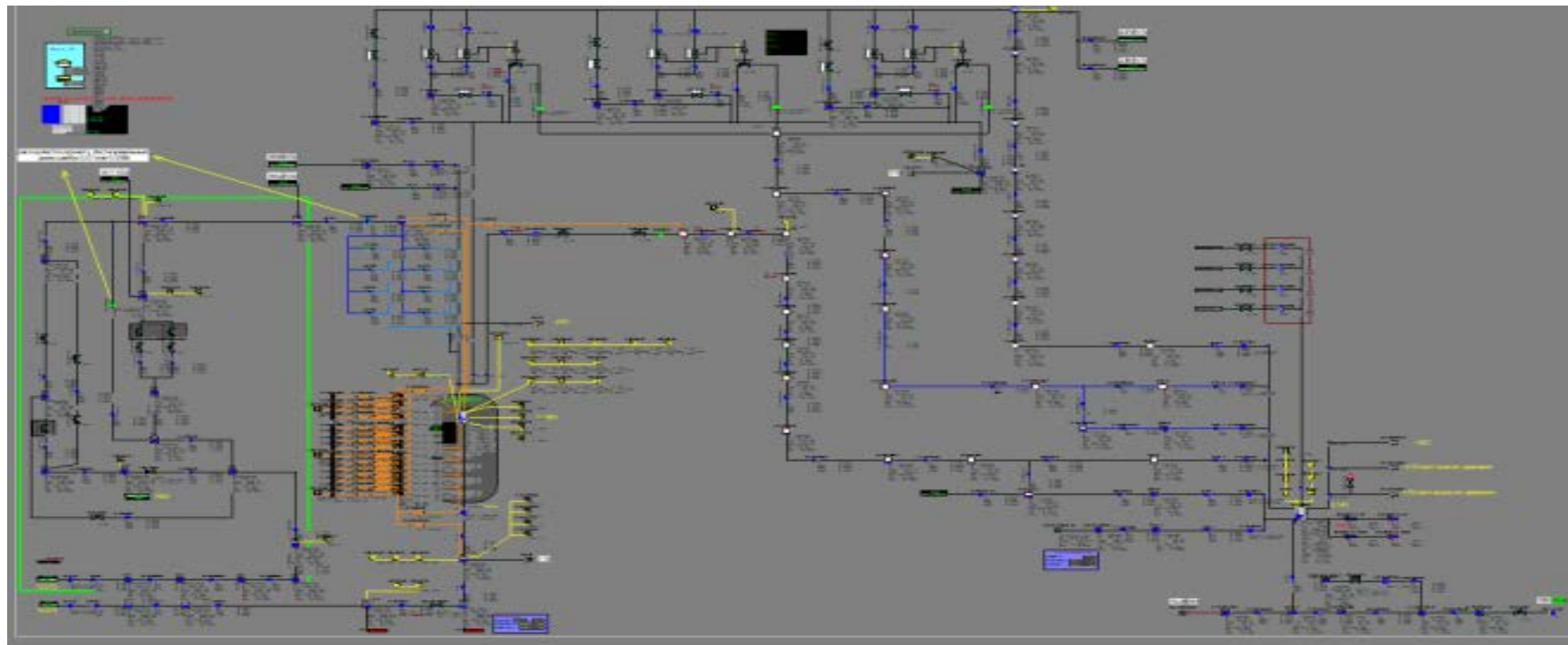
ВНИИАЭС - ИБРАЭ

Программно-технический комплекс «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР»



- Комплексная верификация проектов.
- Отработка нормальных и аварийных режимов.
- Обучение персонала в реальных условиях.

Математическая модель



Теплогидравлика, нейтронная физика, электротехнический код, АСУ-ТП (порядка 300 моделируемых систем, включающих в себя около 3,5 млн переменных).

Компактная Супер-ЭВМ



Отображение результатов



Управление моделью

Применения виртуальной модели

- Эксплуатирующая организация
- Кризисный/ситуационный центр
- Конструкторские бюро
- Проектные организации
- Надзорные и регулирующие органы
- Обучение, применение в тренажерных технологиях

Безопасность быстрых ректоров (Проектное направление «ПРОРЫВ»)



Теплогидравлические коды:

- Системный код **HYDRA-IBRAE/LM/V1**
- DNS код **CONV-3D**

Поведение топлива и оболочки твэла: **БЕРКУТ**

Обоснование безопасности захоронения РАО: **GeRa**

Нейтронная физика:

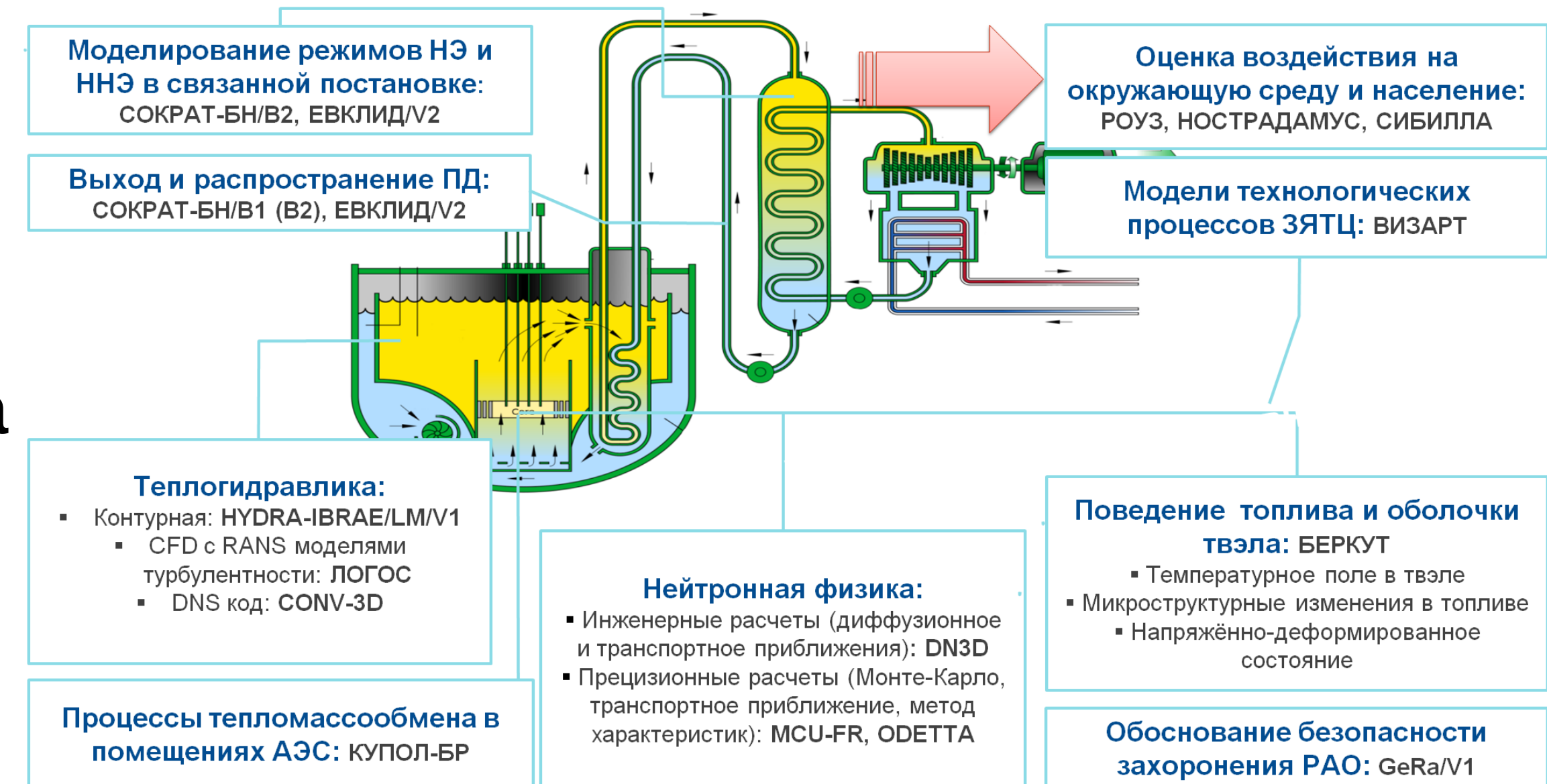
- **DN3D**
- Транспортное приближение: **ODETTA, CORNER**

Оценка воздействия на окружающую среду и население:

- **POM**
- **РОУЗ**
- **СИБИЛЛА**

Интегральные коды:

- **СОКРАТ-БН** для РУ с натриевым теплоносителем
- **ЕВКЛИД** – универсальный РК



Разрабатываемые расчетные коды обеспечивают полный цикл обоснования безопасности объектов использования атомной энергии АЭС на быстрых нейтронах с замкнутым топливным циклом

Интегральный код для обоснования безопасности РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем СОКРАТ-БН



- Моделирование АЭС с РУ с натриевым теплоносителем в режимах НЭ и ННЭ
- Включает модули: теплогидравлики, н/ф, наработки продуктов деления в топливе и переноса в контуре реакторной установки, термомеханики оболочки ТВЭЛОВ, плавления и перемещения расплава в пределах а.з.
- Ключевые особенности: позволяет проводить расчёты режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации в связанной постановке
- Статус разработки: 1-я версия аттестована в 2016 году, 2-я находится на аттестации
- Использование в ПН «Прорыв»: расчётное обоснование безопасности РУ БН-600, БН-800, БН-1200, обоснование безопасности продления облучения ЭТВС в РУ БН-600

Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору
(Ростехнадзор)

ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ

**АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ
ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА**

Регистрационный номер 412 от 08 декабря 2016 года

Настоящий аттестационный паспорт устанавливает назначение и область применения программного средства

**«Интегральный код для анализа режимов работы РУ БН.
Версия 1.0» (СОКРАТ-БН/В1),**

которые указаны в разделе 2 Приложения к настоящему аттестационному паспорту.

Аттестационный паспорт предоставлен

Федеральному государственному бюджетному учреждению науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии наук (ИБРАЭ РАН),
юридический адрес: 115191, Россия, г. Москва, ул. Большая Тульская, д. 52.

*Настоящий аттестационный паспорт действует при соблюдении условий
Приложения, являющегося его неотъемлемой частью.*

Срок действия аттестационного паспорта до 08 декабря 2026 года

Председатель экспертного Совета
по аттестации программных средств
при Ростехнадзоре, к.т.н. **С.Н. Богдан**

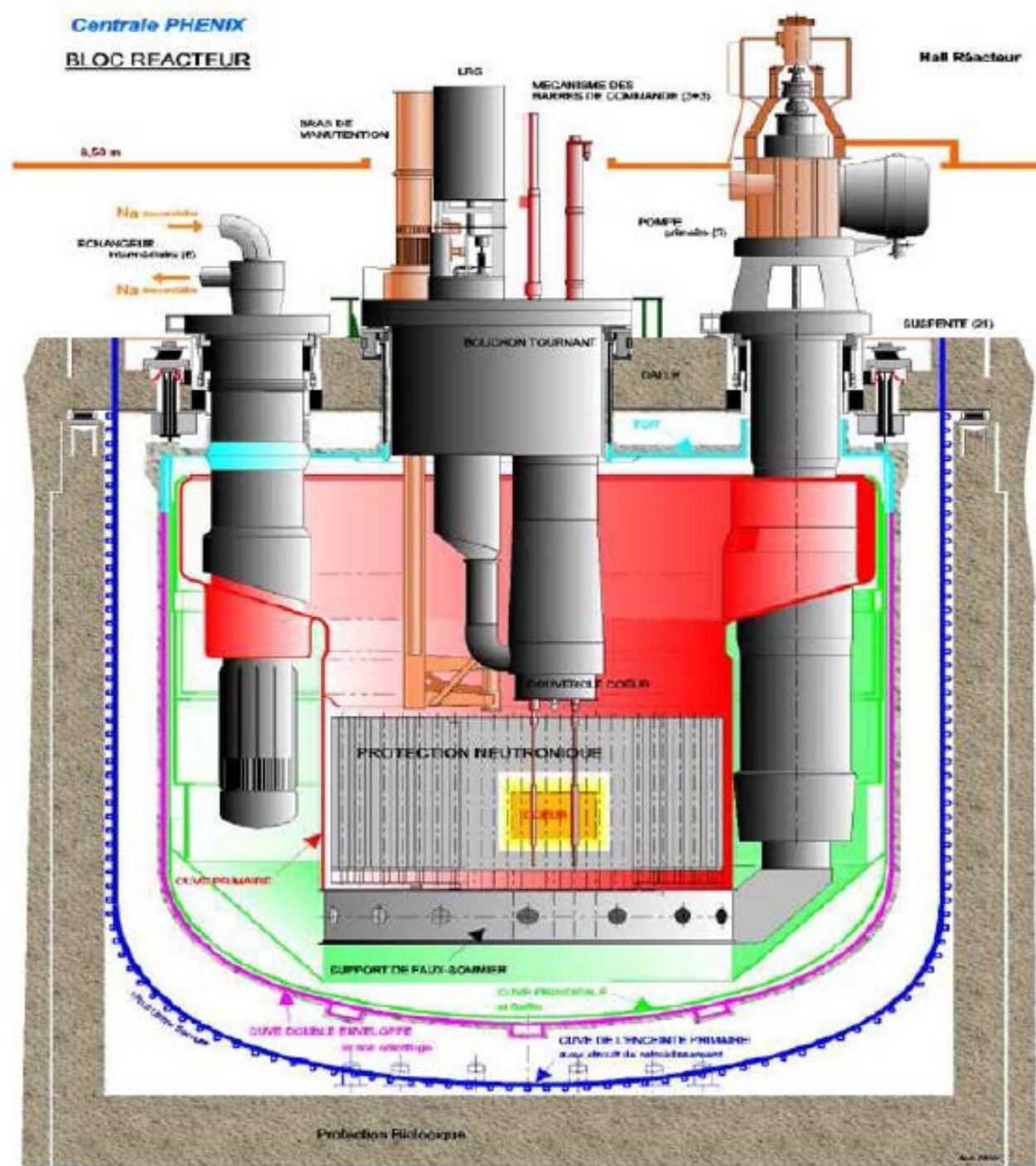
ETSON EUROPEAN TECHNICAL SAFETY ORGANISATIONS NETWORK

РЕГИСТР PG ISO 9001

Система менеджмента ISO 9001:2008

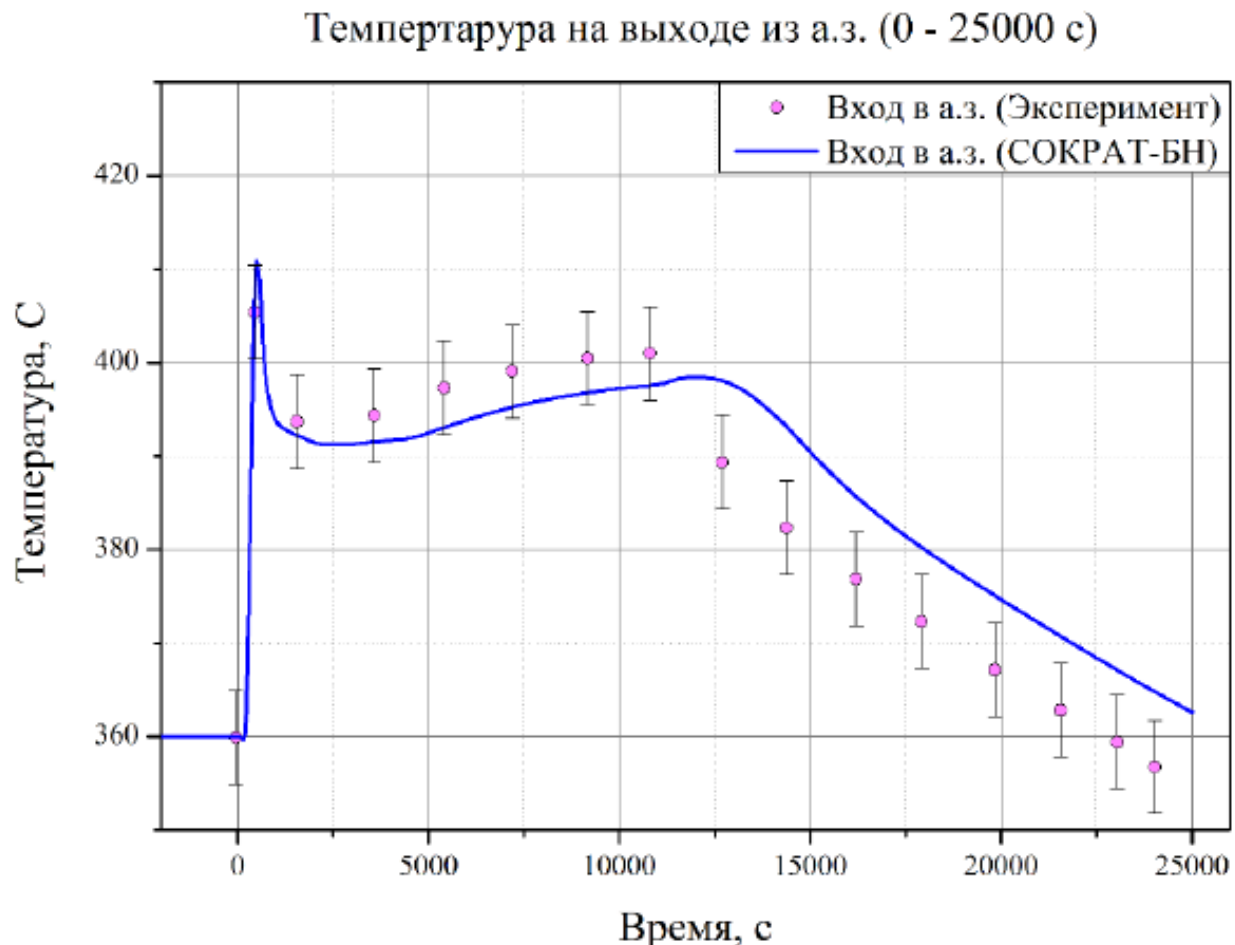
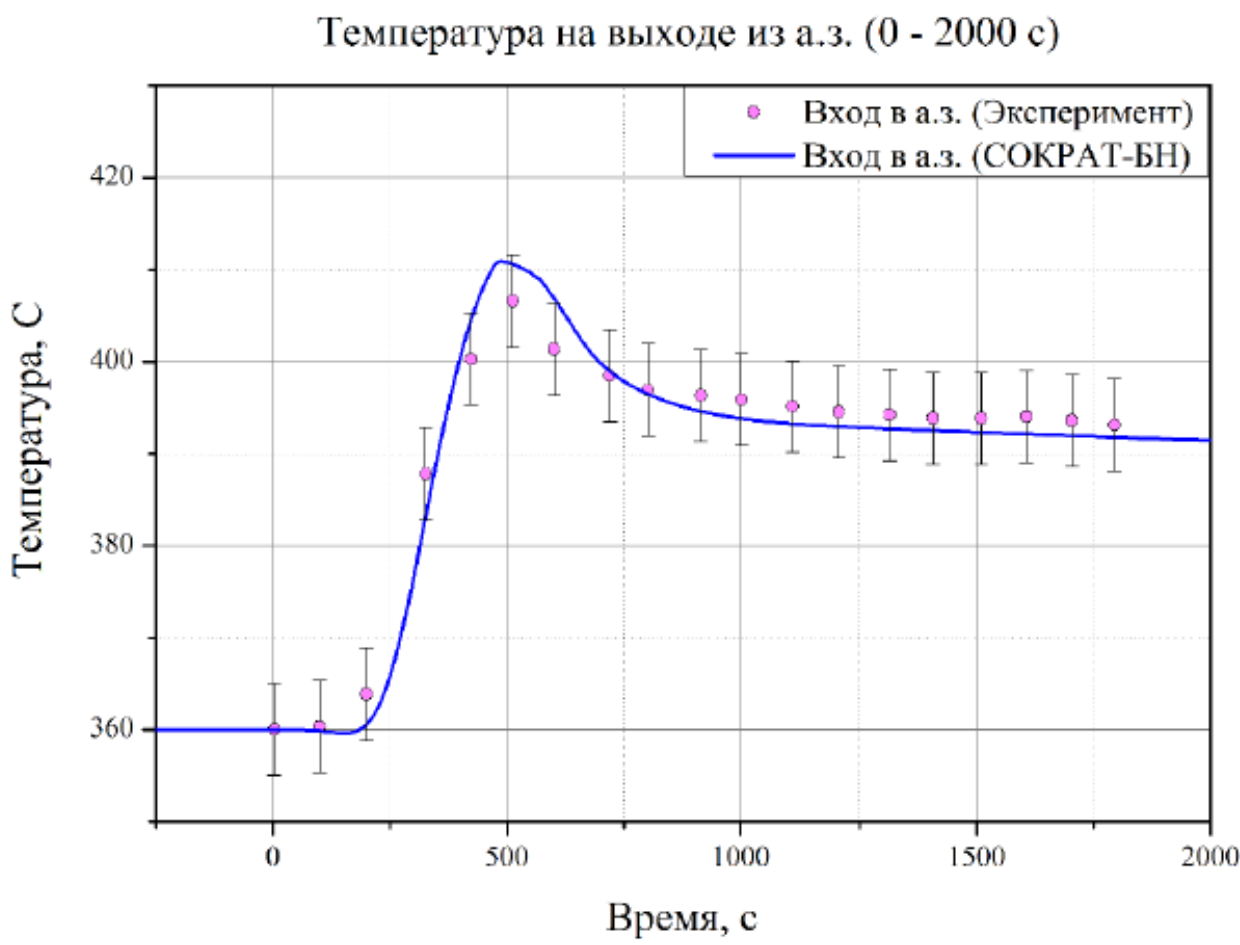
www.etsn.com ID 915588807

Расчет переходного режима РУ RHENIX

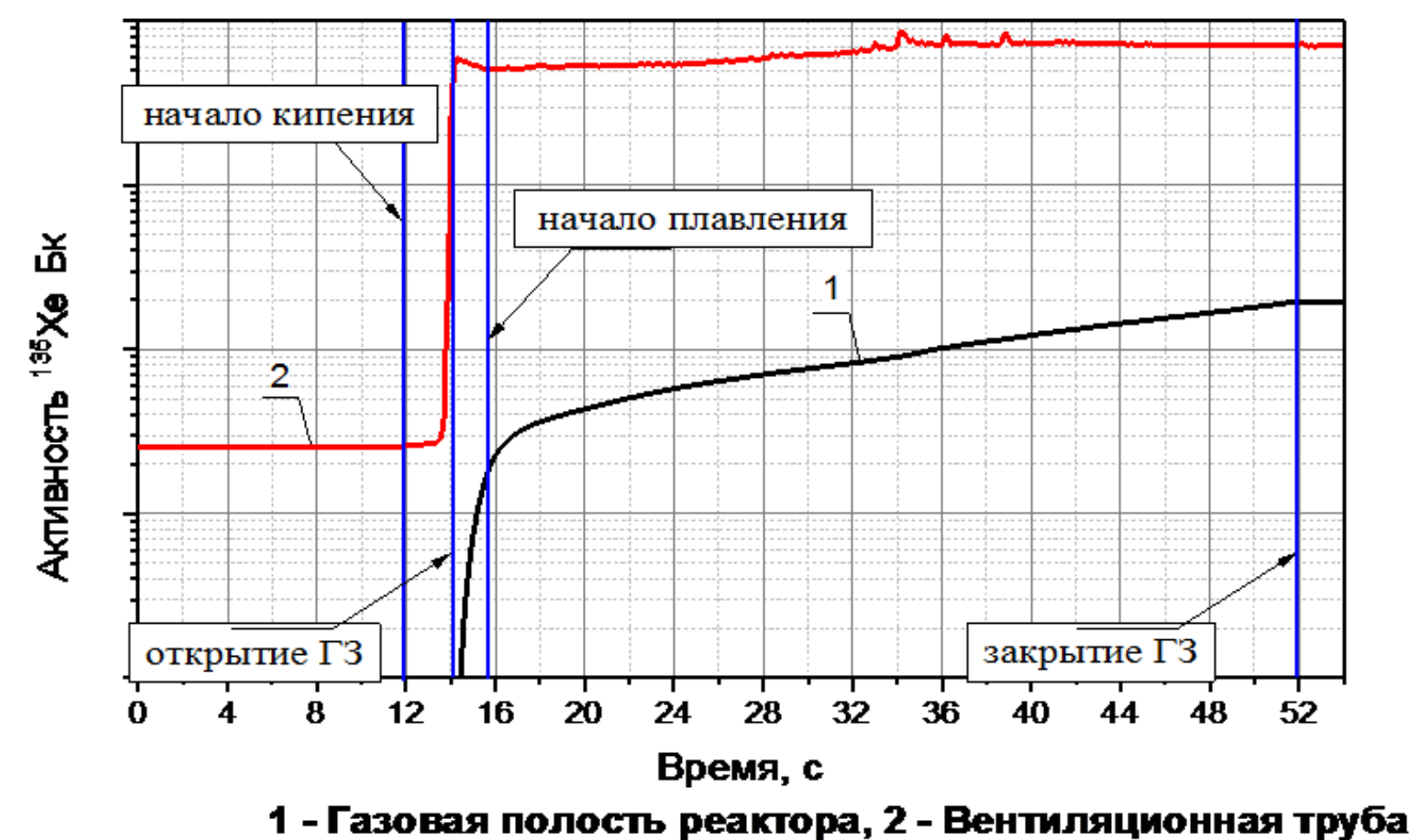
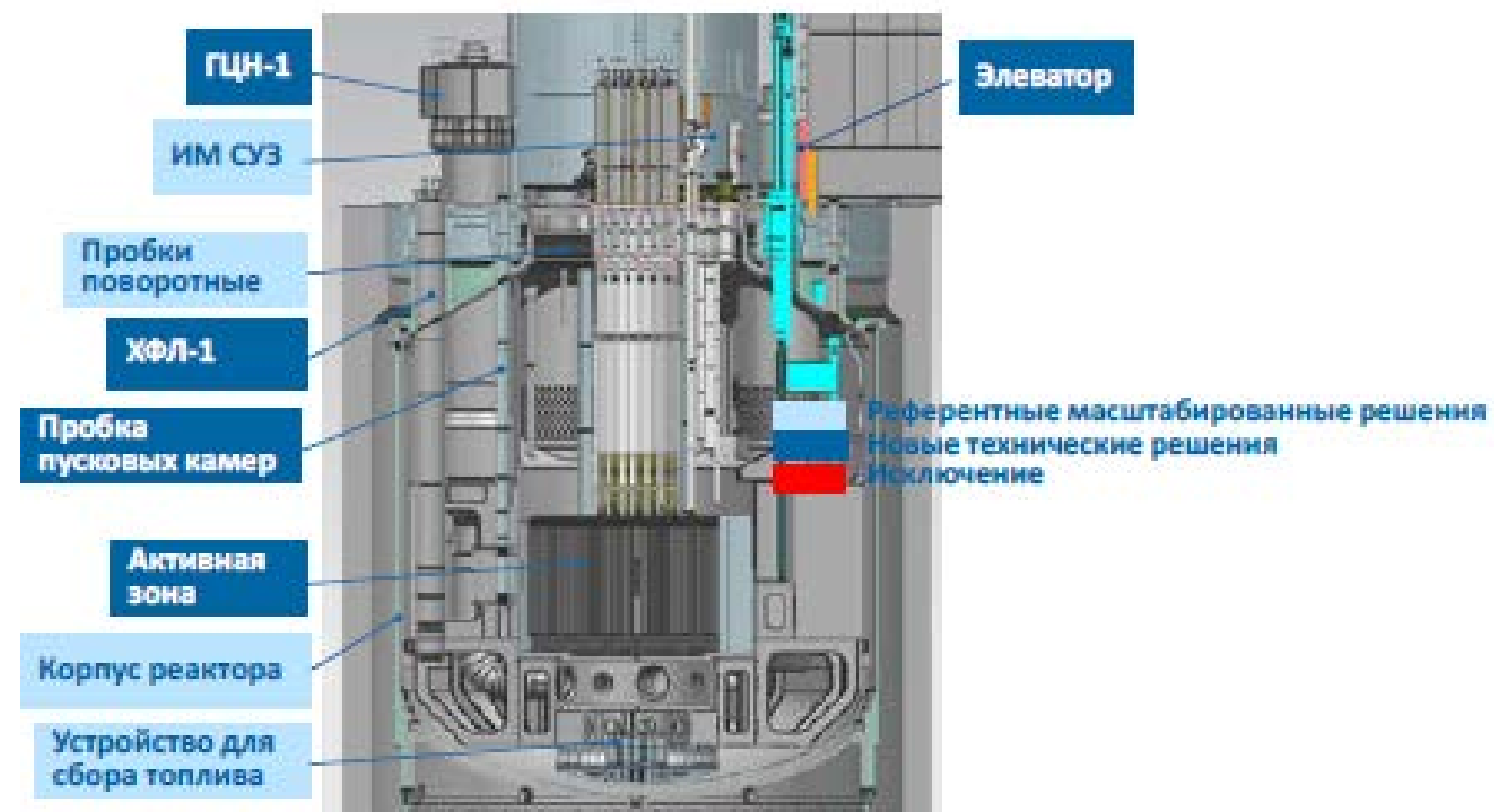


Время, с	Событие
0	Прекращение подачи питательной воды в парогенераторы
458	Срабатывание аварийной защиты реактора ГЦН второго контура автоматически переводятся на частоту 110 об/мин
466	Отключение ГЦН первого контура Начало первой фазы эксперимента
4080	ГЦН второго контура переводятся на частоту 100 об/мин
10320	Охлаждение парогенераторов воздухом, открытие боксов парогенераторов Начало второй фазы эксперимента
24000	Окончание эксперимента

В эксперименте исходным событием являлось прекращение подачи питательной воды в ПГ, что вызвало рост температуры на входе в ПТО второго контура и последующее срабатывание АЗ.

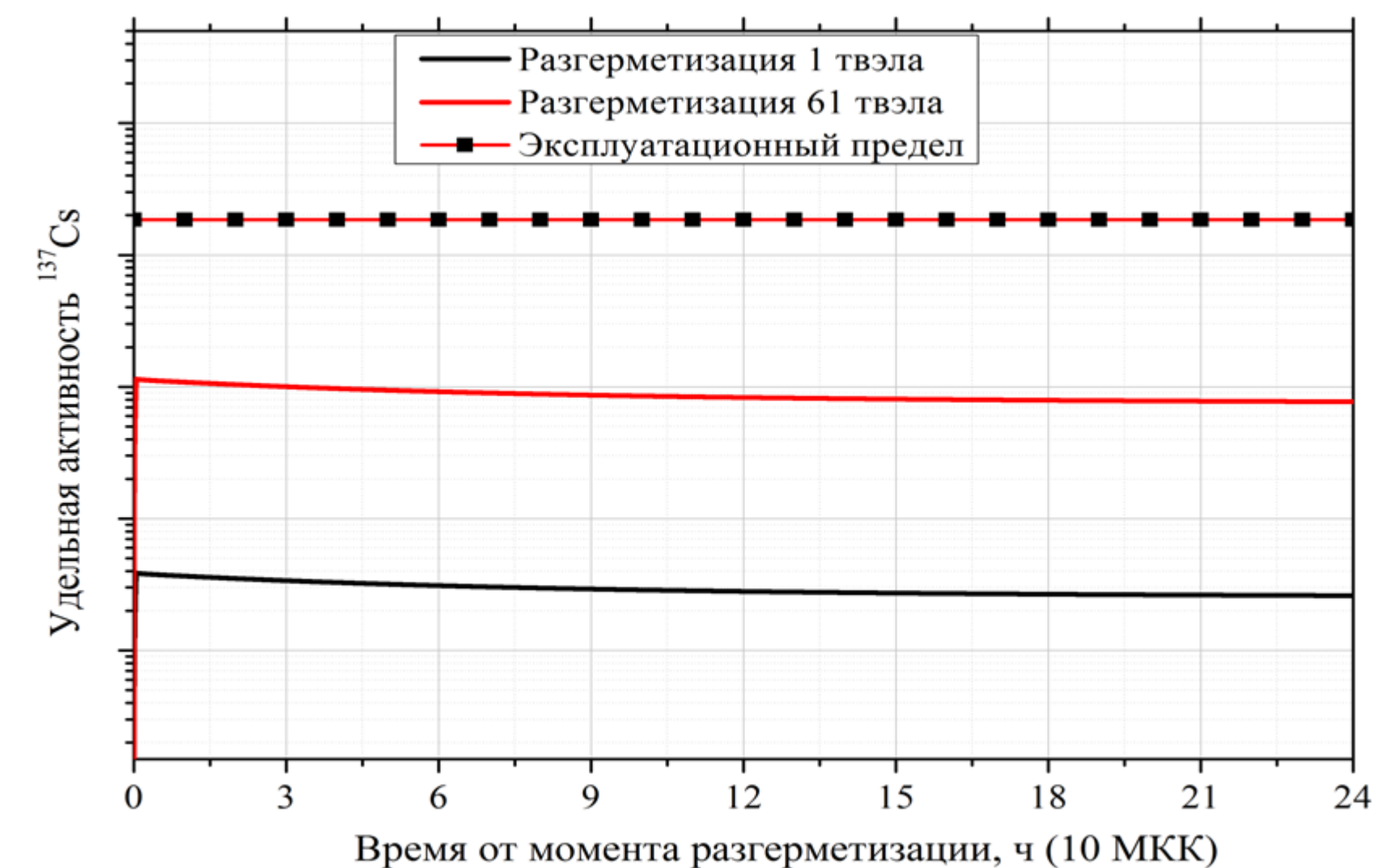


Расчет аварии УТОР для БН-1200



Результаты обоснования безопасности эксплуатации БН-600 при разгерметизации твэлов со СНУП-топливом ЭТВС-9.

Показано, что эксплуатационные пределы содержания ГПД в ГПР и Cs-137 в теплоносителе, установленные в ОУОБ БН-600, не будут превышены



Интегральный код для обоснования безопасности РУ на быстрых нейтронах ЕВКЛИД/V1



- Моделирование режимов НЭ и ННЭ РУ на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем
- Включает: теплогидравлический модуль, нейтронно-физический модуль, ТВЭльный модуль
- Ключевые особенности:
 - Моделирование РУ с различными типами теплоносителя (натрий, свинец, свинец-висмут) и топлива (СНУП, UN, МОКС, UO_2)
 - Самосогласованный расчёт динамики нейтронно-физических, теплогидравлических и термомеханических процессов
- Статус разработки: 1-я версия аттестована в 2019
- Планы дальнейшего развития:
 - Верификация на новых экспериментальных данных и расширение области применимости
 - Усовершенствование моделей физических процессов и объектов
- Использование в ПН «Прорыв»: прикладные расчёты РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200, внедрён в состав интегральной расчётной математической модели энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300

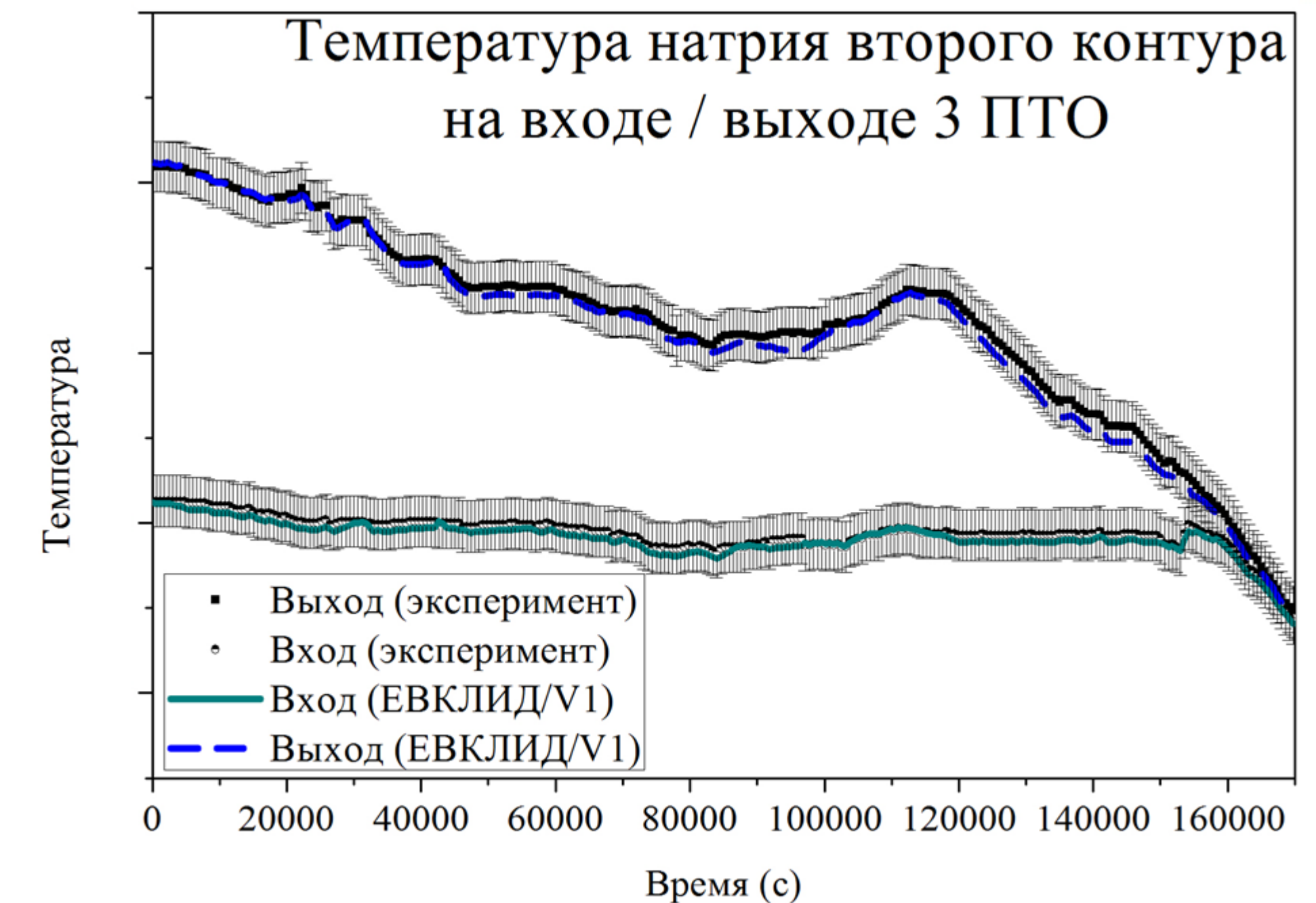


Название режима	Тип РУ	Тип используемых данных
Срабатывание БАЗ при мощности реактора ~35% от номинальной	БН-600	Экспериментальные данные
Срабатывание БАЗ после отключения петли и незакрытия обратного клапана ГЦН-1 этой петли при мощности реактора ~12% $N_{\text{НОМ}}$	БН-600	Экспериментальные данные
Падение АЗ-П при мощности реактора 100% $N_{\text{НОМ}}$	БН-600	Экспериментальные данные
Отключение петли при работе ~100 % $N_{\text{НОМ}}$	БН-600	Экспериментальные данные
Останов энергоблока в результате срабатывания БАЗ	БН-600	Экспериментальные данные
Отключение одной петли при работе реактора на уровне мощности ~ 100% $N_{\text{НОМ}}$	БН-800	Экспериментальные данные

Останов энергоблока с РУ БН-800



- РУ БН-800 находится на уровне мощности 95% $N_{\text{ном}}$
- В момент времени 4200 с начинается снижение мощности до 50% $N_{\text{ном}}$ со скоростью 4,8% $N_{\text{ном}}/\text{ч}$
- Одновременно производится снижение частот вращения роторов ГЦН-1 и ГЦН-2
- Затем проводится испытание с разгрузкой энергоблока с 50% $N_{\text{ном}}$ до 33% $N_{\text{ном}}$ и обратным нагружением



Наименование параметра	$\delta_{\text{ср}}$	$\delta_{\text{макс}}$
Температура натрия на выходе а.з.	8°C	15°C
Температура натрия первого контура на входе в ПТО	6°C	14°C
Температура натрия первого контура на выходе из ПТО	8°C	16°C
Температура натрия второго контура на входе в ПТО	3°C	5°C
Температура натрия второго контура на выходе из ПТО	5°C	11°C
Массовый расход натрия во втором контуре	0,6%	2%

Теплогидравлический код HYDRA-IBRAE/LM



- Моделирование теплогидравлических процессов в контурах РУ с ЖМТ
- Неравновесная двух- или трехжидкостная модель с учётом неконденсируемых газов (учитывается поток тепла за счет продольной теплопроводности)
- Ключевые особенности:
 - Моделирование различных типов теплоносителя (натрий, свинец, свинец-висмут, вода, воздух)
 - Расчёт процессов при межконтурных течах парогенератора
 - Моделирование переноса тепла в твёрдых телах с учетом фазовых переходов
 - Модели отдельных элементов оборудования и инженерных объектов (активная зона, ТВС)
- Статус разработки: аттестован в феврале 2018 г.
- Планы дальнейшего развития:
 - Верификация на новых экспериментальных данных и расширение области применимости (аттестационного паспорта)
 - Усовершенствование моделей отдельных физических процессов
- Использование в ПН «Прорыв»: обоснование безопасности РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 (в составе кода ЕВКЛИД/V1) в режимах нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации
- Импортозамещение кода RELAP5-3D (США)


Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору
(Ростехнадзор)

ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ


**АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ
ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА**

Регистрационный номер 426 от 27 февраля 2018 года

Настоящий аттестационный паспорт устанавливает назначение и область применения программного средства

Программа для решения задач нестационарной теплогидравлики применительно к реакторным установкам и экспериментальным стендам с натриевым, свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. Версия 1.1 (HYDRA-IBRAE/LM/V1.1), которые указаны в разделе 2 приложения к настоящему аттестационному паспорту.

Аттестационный паспорт предоставлен
Федеральному государственному бюджетному учреждению науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН).
Юридический адрес: 115191, Россия, г. Москва, ул. Большая Тульская, д.52.

Настоящий аттестационный паспорт действует при соблюдении условий Приложения, являющегося его неотъемлемой частью.

Срок действия настоящего аттестационного паспорта: до 27 февраля 2023 года

Заместитель директора ФБУ «НТЦ ЯРБ»,
председатель экспертного Совета
по аттестации программных средств
при Ростехнадзоре, канд. техн. наук

С.Н. Богдан



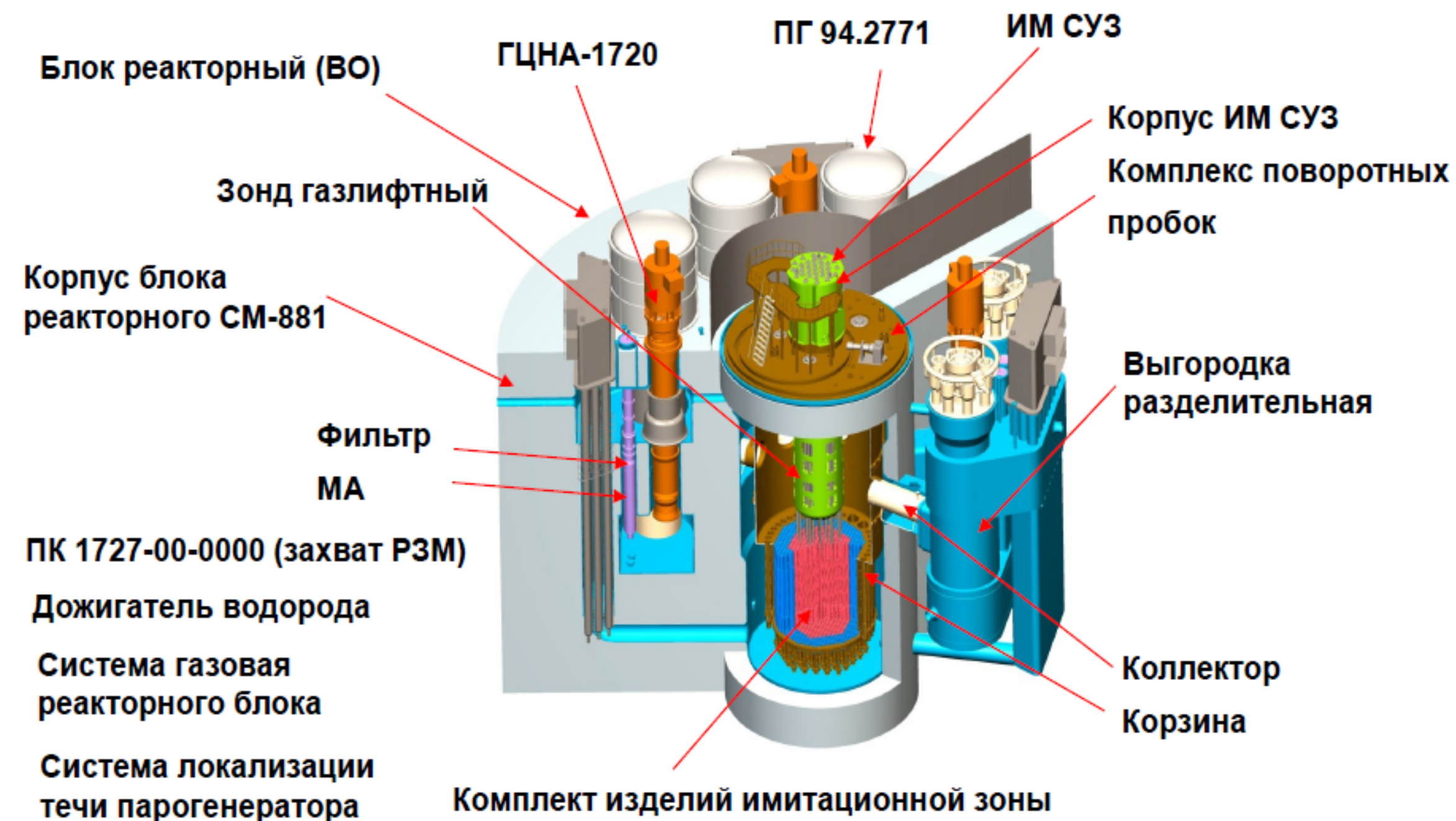
ETSON EUROPEAN TECHNICAL SAFETY ORGANISATIONS NETWORK

РЕГИСТР РС ISO 9001

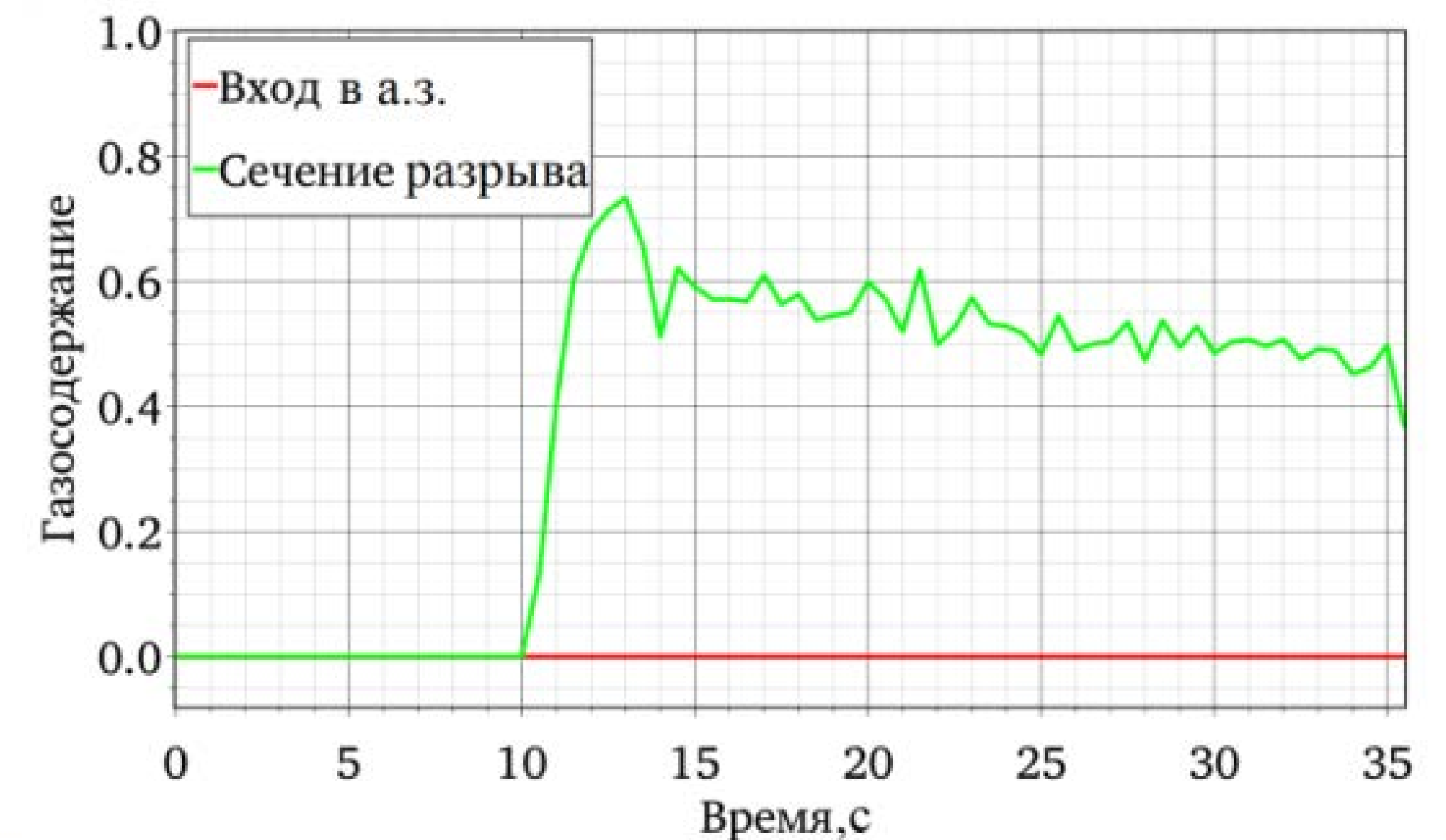
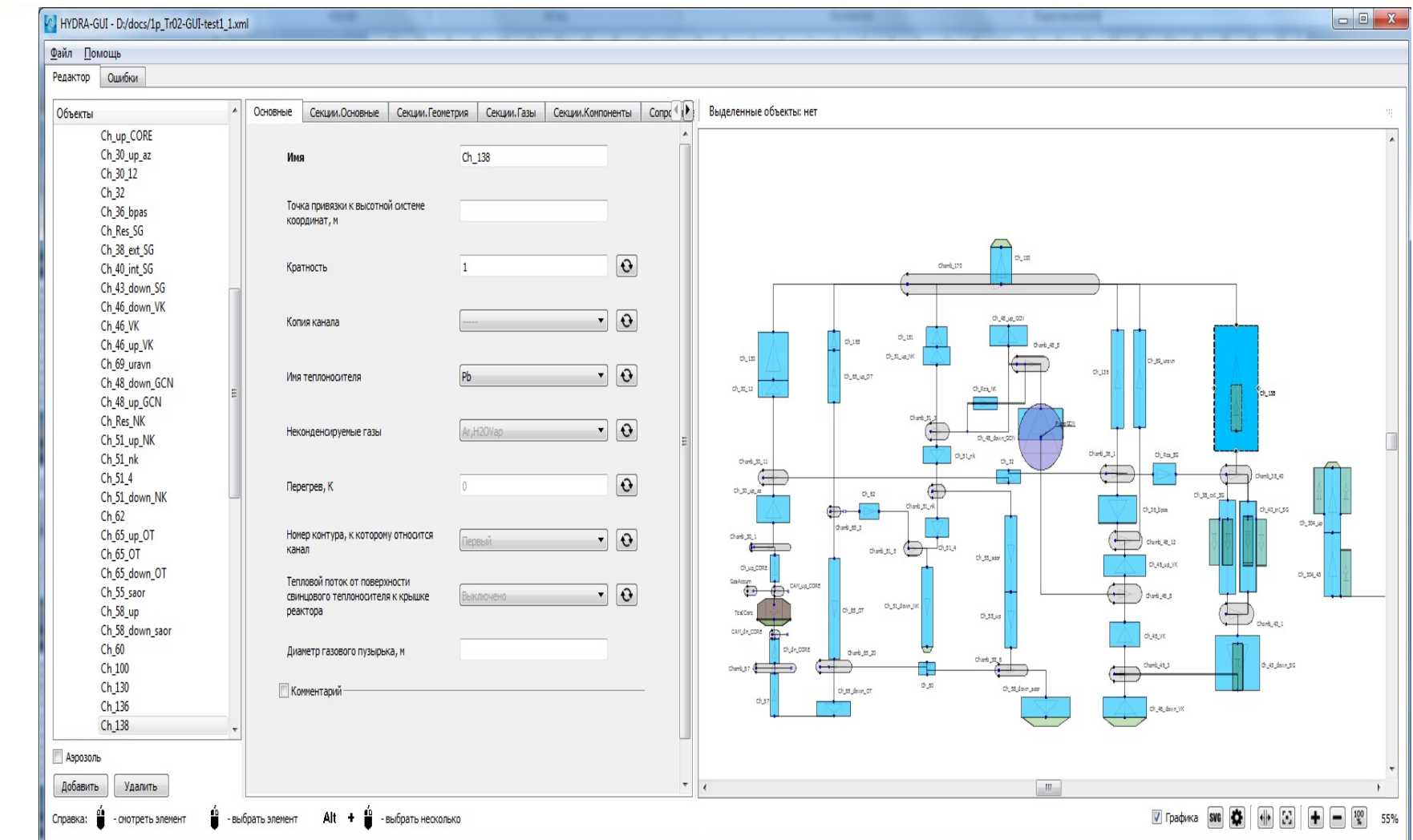
 Система менеджмента ISO 9001:2015



Верификация и применения



Расчёт режима «разрыв трубки ПГ» РУ БРЕСТ-ОД-300: показано, что водяной пар не попадает в а.з.



Фрагменты матрицы верификации теплогидравлического модуля



Обозначения на пересечении строк и столбцов: + – воспроизведены 0 – ограничено воспроизведены – – не воспроизведены Экспериментальные стенды	Режимы нормальной эксплуатации	Нарушения нормальной эксплуатации								
		Несанкционированное изменение реактивности	Нарушение теплоотвода от активной зоны	Изменение давления в газовой полости реакторного блока	Уменьшение отвода тепла вторым контуром	Избыточный отвод тепла вторым контуром				
HELIOS (Сеульский нац. университет, Южная Корея)	+	–	–	–	–	–				
TALL (Швеция), прямоточный теплообменник (круглая труба)	+	+	0	0	0	0				
TALL (Швеция), имитатор твэла (кольцевой зазор)	+	+	0	0	0	0				
TALL (Швеция), интегральный стенд	Воспроизводимость режимов на стенде + – воспроизведены 0 – ограничено воспроизведены – – не воспроизведены	Нормальная эксплуатация	Нарушение нормальной эксплуатации				Проектные аварии	Запроектные аварии		
СПРУТ (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Россия)			Режим с вводом реактивности	Режим с полной или частичной потерей принудительной циркуляции теплоносителя	Режим с нарушением теплоотвода	Течь воды в натрий в ПГ		Авария с вводом токсичных реактивов и несрабатыванием аварийной защиты реактора	Авария с потерей принудительной циркуляции теплоносителя и несрабатыванием аварийной защиты реактора	Авария с потерей нормальных и аварийных систем теплоотвода и несрабатыванием аварийной защиты реактора
LIFUS 5 (Италия)			–	–	–	–		–	–	–
Стенд АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» (Россия)			–	–	–	–		–	–	–
Стенд ВТИ (ОАО «НПО ЦКТИ», Россия)			–	–	–	–		–	–	–
Стенд ИТ СО РАН (Россия)			–	–	–	–		–	–	–
Стенд ЦКТИ (СССР), продольное обтекание пучков			–	–	–	–		–	–	–
Стенд ЦКТИ (СССР), поперечное обтекание пучков			–	–	–	–		–	–	–
THEADES (Германия)			–	–	–	–		–	–	–
ЭУСТ (АО «НИКИЭТ», Россия)			–	–	–	–		–	–	–
БРЕСТ-3 (АО «НИКИЭТ», Россия)	–	–	–	–	–	–	–			
Стенд МЭИ (НИУ «МЭИ», Россия)	–	–	–	–	–	–	–			
Стенд ЭВТУС АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» (Россия)	–	–	–	–	–	–	–			
. . .	Стенд СПРУТ (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Россия), модель с вынужденной циркуляцией	+	–	–	0	–	+	–	–	–
	Стенд СПРУТ (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Россия), модель с естественной циркуляцией	+	–	–	0	–	–	–	–	–
	Стенд ОИВТ РАН (СССР), круглая труба	–	–	–	–	–	0	+	+	0
	Стенд ML-4 (Италия, Ispra), круглая труба	+	+	+	0	–	0	+	+	0
	Стенд ML-4 (Италия, Ispra), 12-стержневая сборка	+	+	+	0	–	0	+	+	0
	. . .									

ТВЭЛЬНЫЙ КОД БЕРКУТ



- Обоснование работоспособности ТВЭлов с различными видами топлива (UO_2 , $(\text{UPu})\text{O}_2$, UN и UPuN) с газовым или жидкометаллическим подслоем
- Ключевые особенности: самосогласованное решение системы уравнений теплопроводности, термомеханики, генерации и переноса продуктов деления, эволюции микроструктуры топлива и развития пористости
- Статус разработки: инженерная версия аттестована в 2018 году
- Планы дальнейшего развития:
 - Уточнение параметров моделей на «ампульных» экспериментах
 - Верификация и аттестация
- Использование в ПН «Прорыв»: обоснование продления облучения ЭТВС с ТВЭлами со СНУП-топливом, облучаемых в РУ БН-600, определение технологических параметров, которые позволят увеличить выгорание СНУП-топлива
- Не имеет отечественных и зарубежных аналогов по детальности описания процессов, протекающих в топливе

Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору
(Ростехнадзор)

ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ

**АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ
ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА**

Регистрационный номер 451 от 24 октября 2018 г.

Настоящий аттестационный паспорт устанавливает назначение и область применения программного средства

«Программа расчета температуры, напряженно-деформированного и механического состояния ТВЭлов реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Версия 1.1 (БЕРКУТ-V1.1)»,
которые указаны в разделе 2 приложения к настоящему аттестационному паспорту.

Аттестационный паспорт предоставлен
Федеральному государственному бюджетному учреждению науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН).
Юридический адрес: 115191, Россия, г. Москва, Большая Тульская ул., 52.

*Настоящий аттестационный паспорт действует при соблюдении условий
Приложения, являющегося его неотъемлемой частью.*

Срок действия настоящего аттестационного паспорта: до 24 октября 2028 г.

Председатель экспертного Совета по
аттестации программных средств
при Ростехнадзоре, канд. техн. наук

С.Н. Богдан

ETSON | EUROPEAN
TECHNICAL SAFETY
ORGANISATIONS
NETWORK

РЕГИСТР
PC
ISO 9001

Система
менеджмента
ISO 9001:2015

www.tuv.com
ID: 9105088057

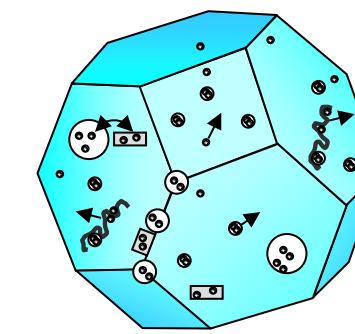
Твэльный код БЕРКУТ-У (механистическая версия)



Назначение: Обоснование работоспособности твэлов с различными видами топлива (UO_2 , $(\text{UPu})\text{O}_2$, UN и UPuN) с газовым или жидкометаллическим подслоем в нормальных, переходных и аварийных условиях

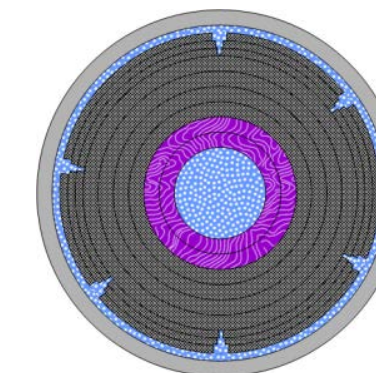
■ Микромасштаб (fuel grain scale)

- о Эволюция микроструктуры дефектов топлива
- о Зарождение и рост газонаполненной пористости
- о Генерация ПД, радиоактивные превращения и перенос внутри зерна
- о Образование химических соединений и их распределение по конденсированной фазе



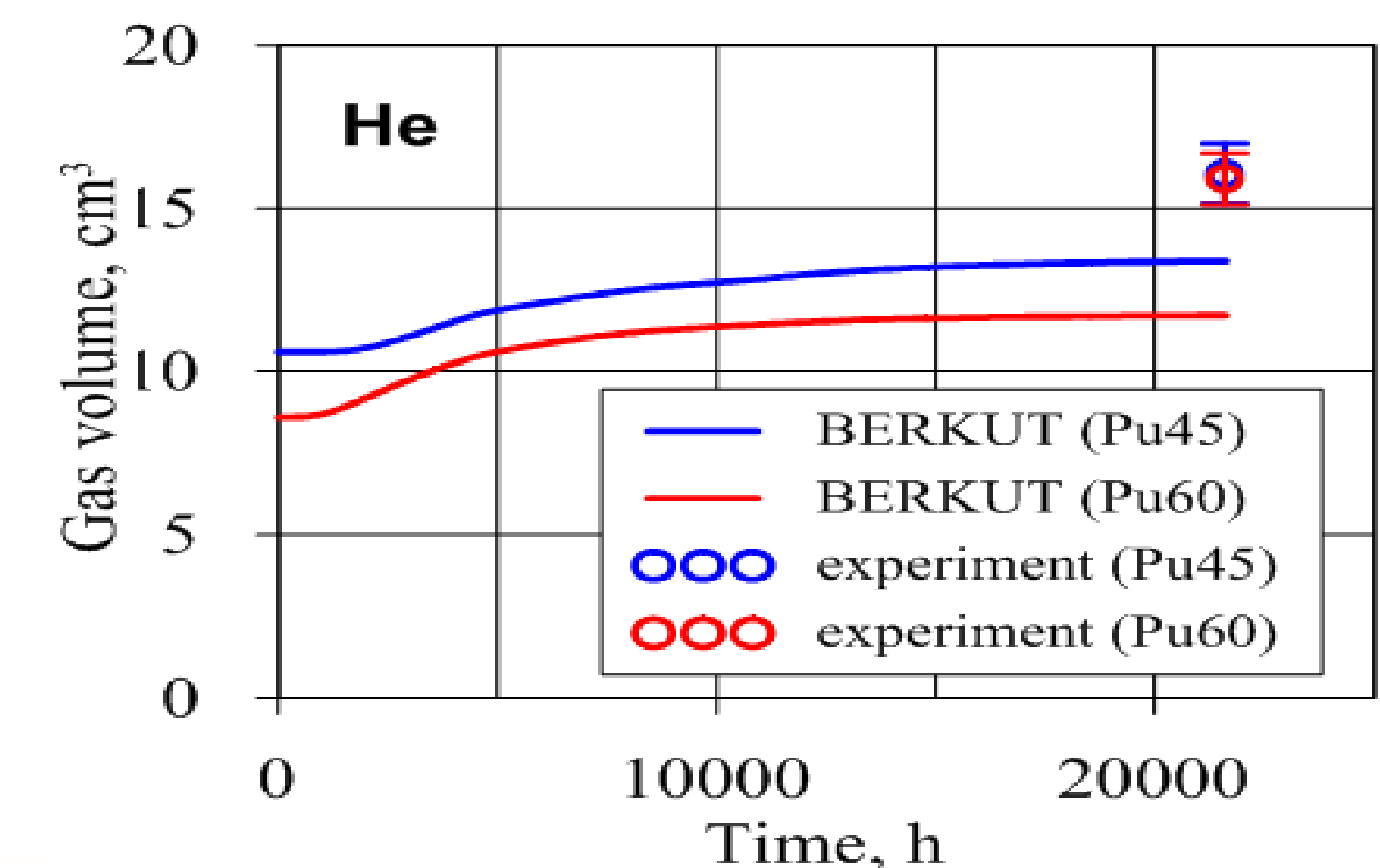
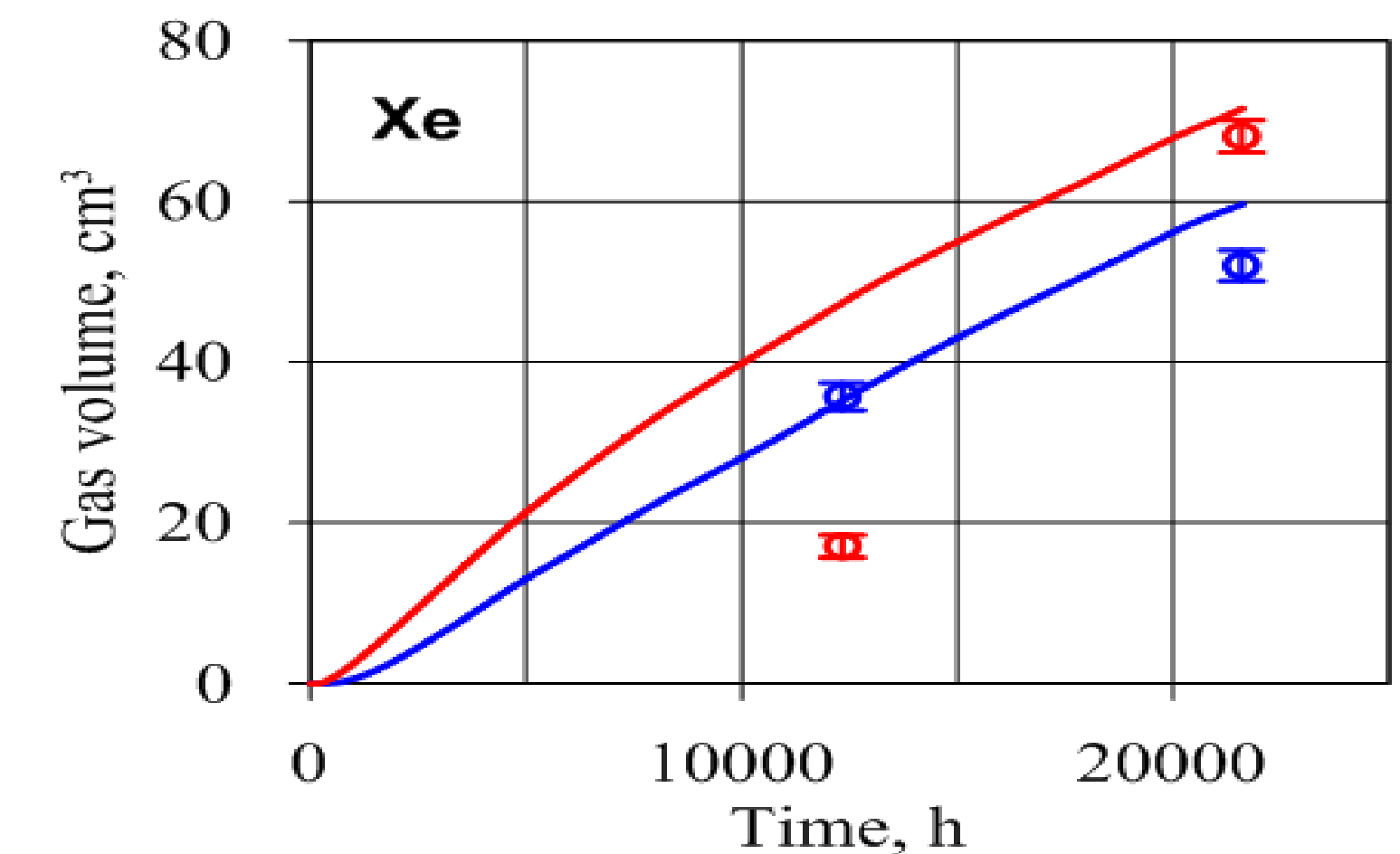
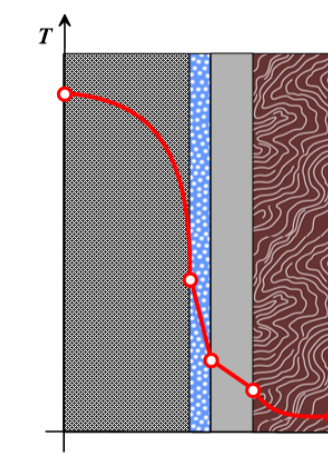
■ Мезомасштаб (масштаб топливной таблетки)

- Межзёренный транспорт ПД и выход из таблетки
- Эволюция пористости и образование столбчатых зерен
- Образование твердых осадков на поверхности топлива
- Деформация таблетки, растрескивание и заростание трещин
- Локальное плавление топлива



■ Макромасштаб (Масштаб топливного стержня)

- Передача тепла и обмен с теплоносителем
- Распределение температуры в топливе, зазоре и оболочке
- Повышение давления газа
- Изменение геометрии, формирование деформаций и напряжений
- Исчезновение зазора, МВТО и возможный отказ оболочки



Сравнение с зарубежными аналогами



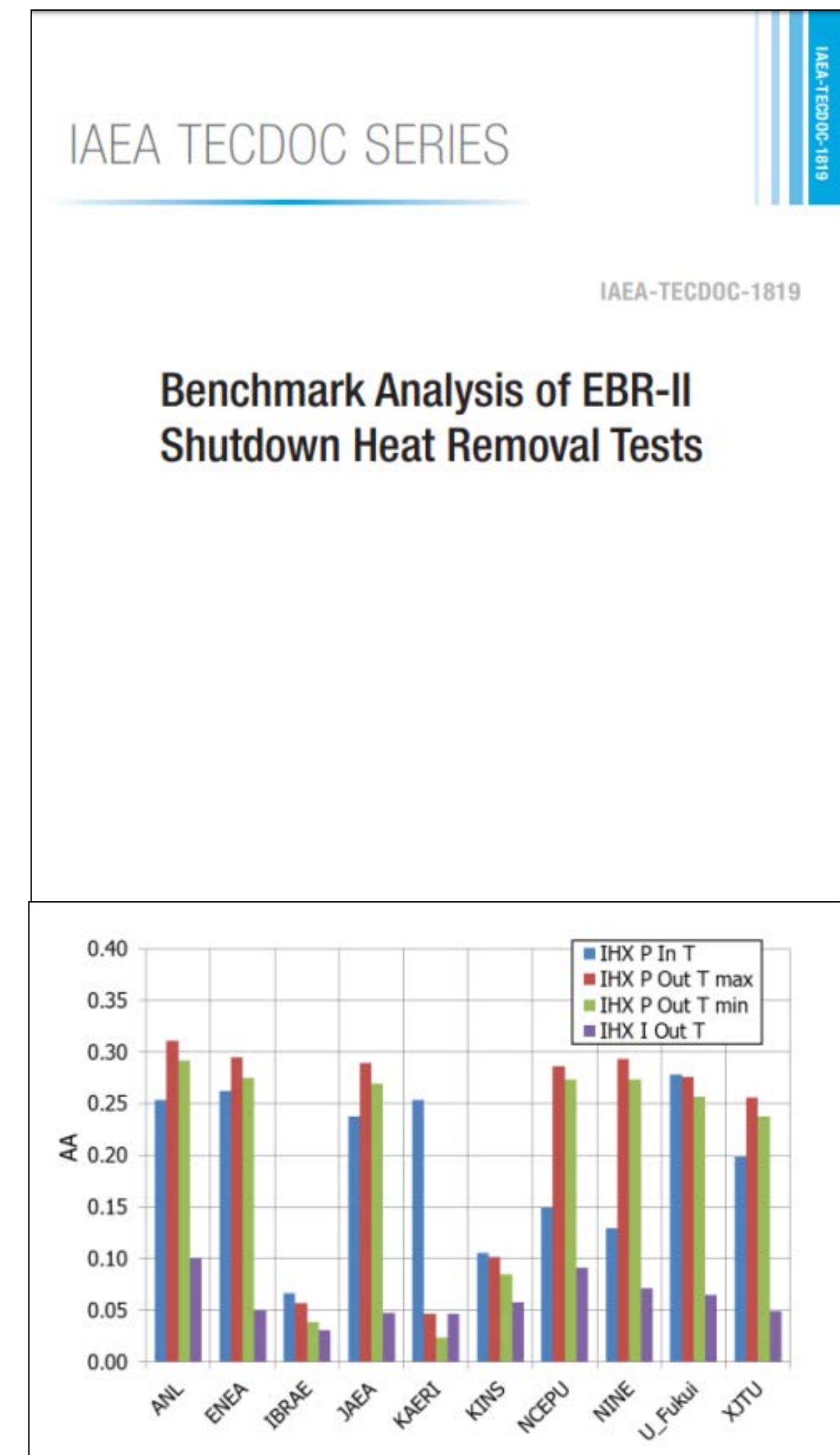
Модели физических процессов	ЕВКЛИД/V1	SAS4A/SASSYS-1 (США)	SIMMER-III(IV) (ЕС, Япония)	ASTEC-Na (Франция)
Точечная н.-ф. модель реактора	+	+	+	+
Трехмерное многогрупповое диффузионное приближение (1 точка на кассету)	+	—	+	—
Трехмерное многогрупповое диффузионное приближение (7 точек на кассету)	+	—	—	—
Метод дискретных ординат	+	—	+	—
Расчёт нуклидной кинетики	+	—	—	—
Одномерная/многомерная теплогидравлика ТЖМТ	+/-	-/-	-/-	-/-
Одномерная/многомерная теплогидравлика натриевого теплоносителя (однофазный/двухфазный теплоносители)	+/+	+/-	+/+	+/-
Квазидвумерная термомеханика твэла, включая моделирование МВТО, модели распухания топлива и выхода ГПД под оболочку твэла	+ (оксидное, СНУП)	+/- (оксидное, металлическое топливо)	—	+/- (оксидное)

ЕВКЛИД/V1 — первый программный комплекс, аттестованный для проведения расчетов систем и элементов РУ со свинцовым теплоносителем, а также РУ с ЖМТ и нитридным топливом

Участие в международных проектах: расчёт реакторной установки EBR-II



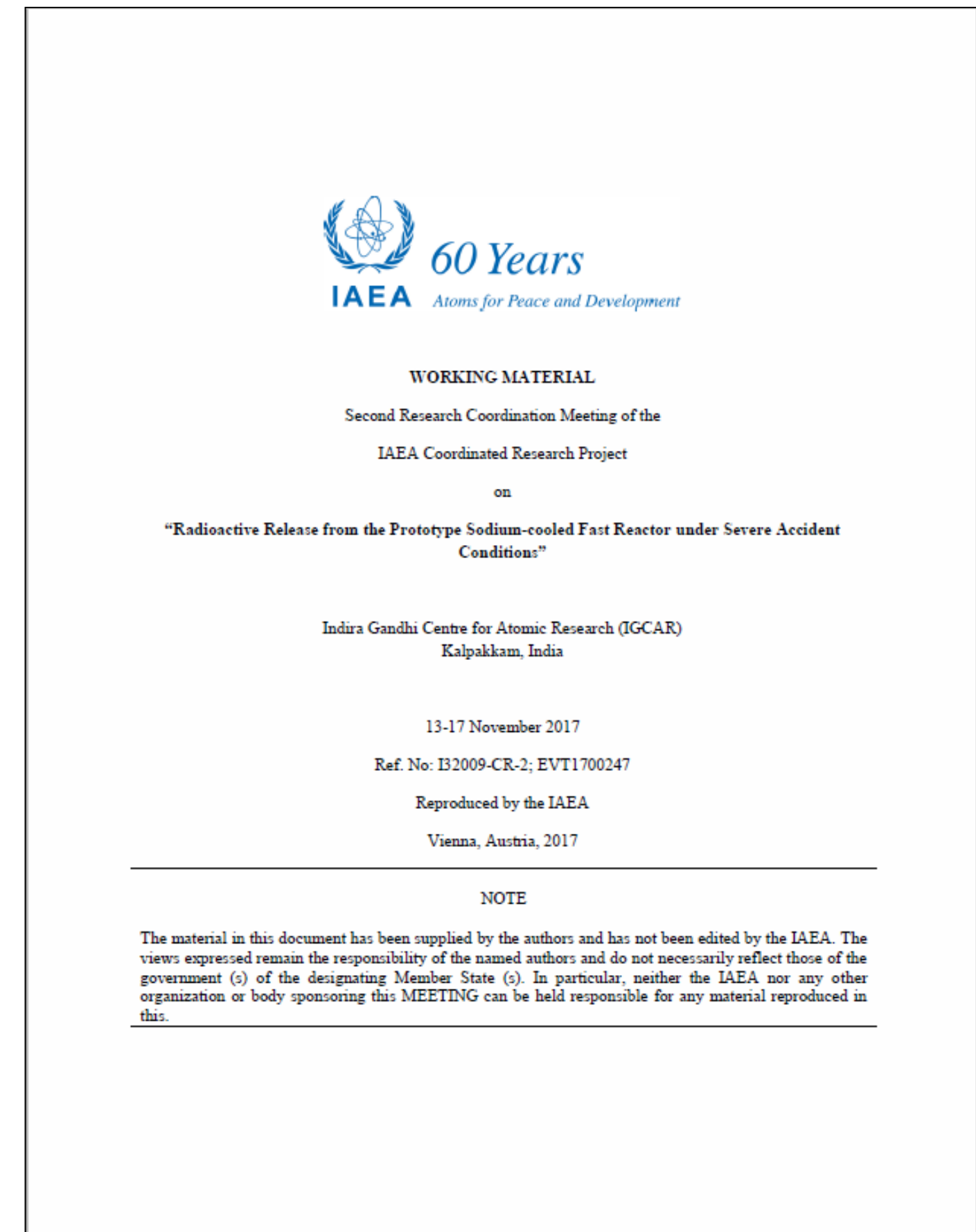
- Международный бенчмарк по расчету реакторной установки EBR-II (МАГАТЭ): расчет экспериментов по расхолаживанию РУ EBR-II (США) на естественной циркуляции
- Цель – проверка адекватности моделей кода СОКРАТ-БН для задач моделирования расхолаживания РУ с натриевым теплоносителем в условиях развития ЕЦ
- Участники:
 - KIT (Германия) – SIMMER
 - ANL (США) - SAS4A/SASSYS-1
 - ENEA (Италия) - RELAP5-3D
 - IRSN (Франция) – CATHARE
 - KINS (Корея) – TRACE
 - ИБРАЭ РАН (Россия) – СОКРАТ-БН и др.
- Показано, что российский код СОКРАТ-БН не только не уступает зарубежным аналогам, но и превосходит их по ряду показателей



Участие в международных проектах: расчёт выхода радиоактивных продуктов из РУ PFBR



- Международный бенчмарк по расчету реакторной установки PFBR (МАГАТЭ): выход радиоактивных продуктов деления из РУ PFBR (Индия) при тяжёлой аварии
 - Этап 1. Внутрореакторный источник выброса активности. Участники: Индия, Япония, Россия (ЕВКЛИД)
 - Этап 2. Источник активности из первого контура в помещения АЭС. Участники: Индия, Япония, Россия (ЕВКЛИД), Франция
 - Этап 3. Изучение процессов, протекающих в помещениях АЭС. Участники: Индия, Япония, Россия (ЕВКЛИД), США, Испания, Франция, Китай
- Цель: проверка адекватности и сравнение моделей различных кодов



Участие в международных проектах: Проект МАГАТЭ эксперимента на реакторе FFTF



- Анализ эксперимента на реакторе FFTF с натриевым теплоносителем «Потеря расхода теплоносителя без срабатывания аварийной защиты (LOFWOS)»
 - 22-25.10.2018 намерение участвовать выразили 24 организации (в том числе Китай – 4, Франция – 1, Германия – 2, Индия – 2, Италия – 2, Япония – 1, Корея – 1, Нидерланды – 1, Россия – 2, Испания – 1, Швеция – 1, Швейцария – 2, США – 4)
 - Завершение бенчмарка – 2023 г.
- Основная цель CRP:
 - Углубление знаний стран-участников в области моделирования и проектирования быстрых реакторов
 - Расширение сотрудничества между государствами-участниками в развитии технологии быстрых реакторов
 - Снижение неопределенности в результатах расчетов проектов SFR, что будет способствовать снижению затрат на строительство быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем



ANL-ART-102

Benchmark Specification for FFTF LOFWOS Test #13

Nuclear Engineering Division

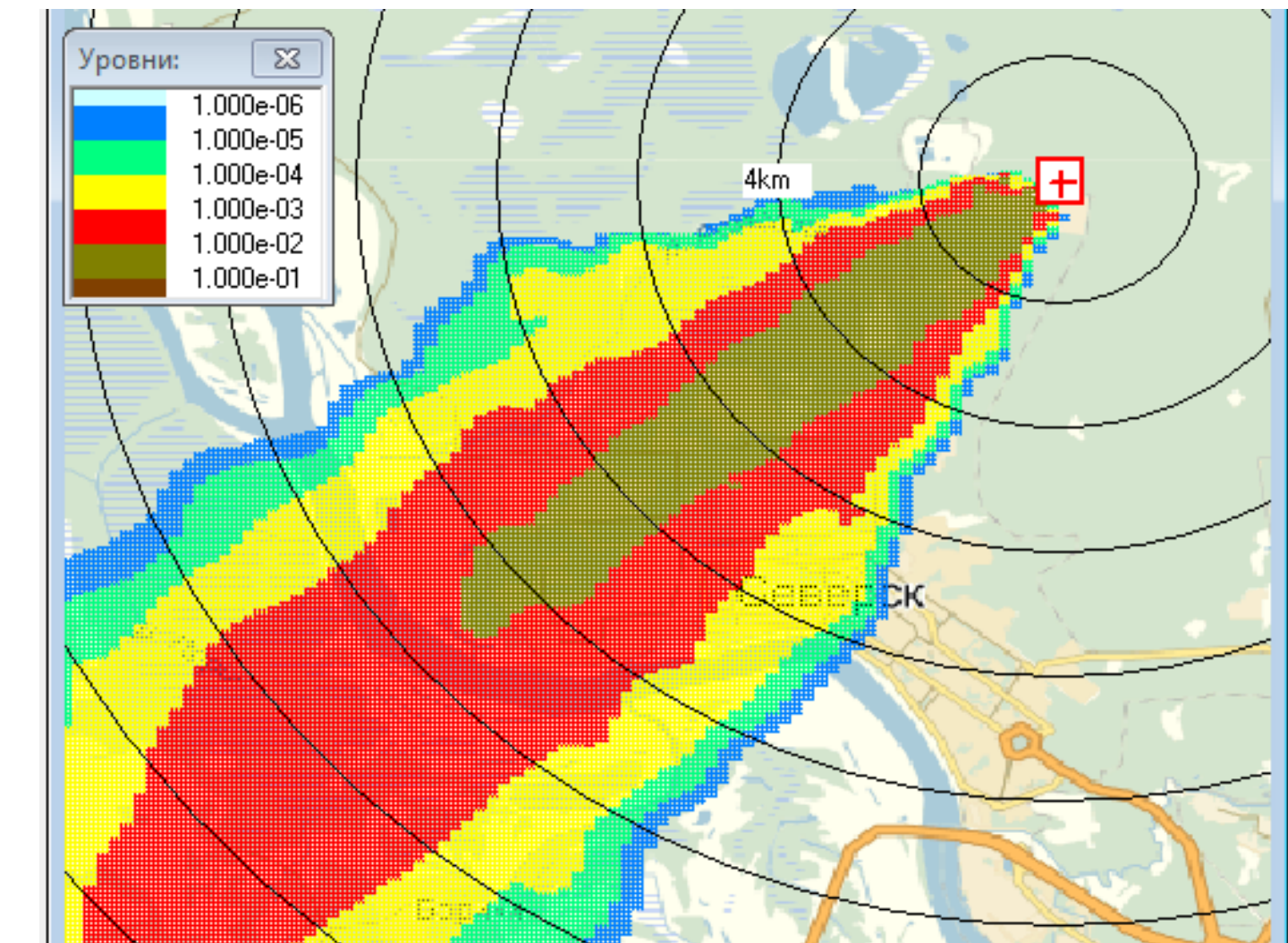
This report is for participants in the International Atomic Energy Agency Coordination Research Project on the FFTF LOFWOS Test #13 only and may not be distributed further.

Реактор FFTF (Fast Flux Test Facility) построен в 1978 году в Хэнфорде (Washington) компанией Westinghouse Electric Corporation, Тепловая мощность 400 МВт, оксидное топливо, натриевый теплоноситель. Остановлен в 1992 году. Для моделирования предложен эксперимент №13 (Loss of Flow Without Scram - LOFWOS)

Код оценки радиационной обстановки за пределами промышленной площадки РОМ



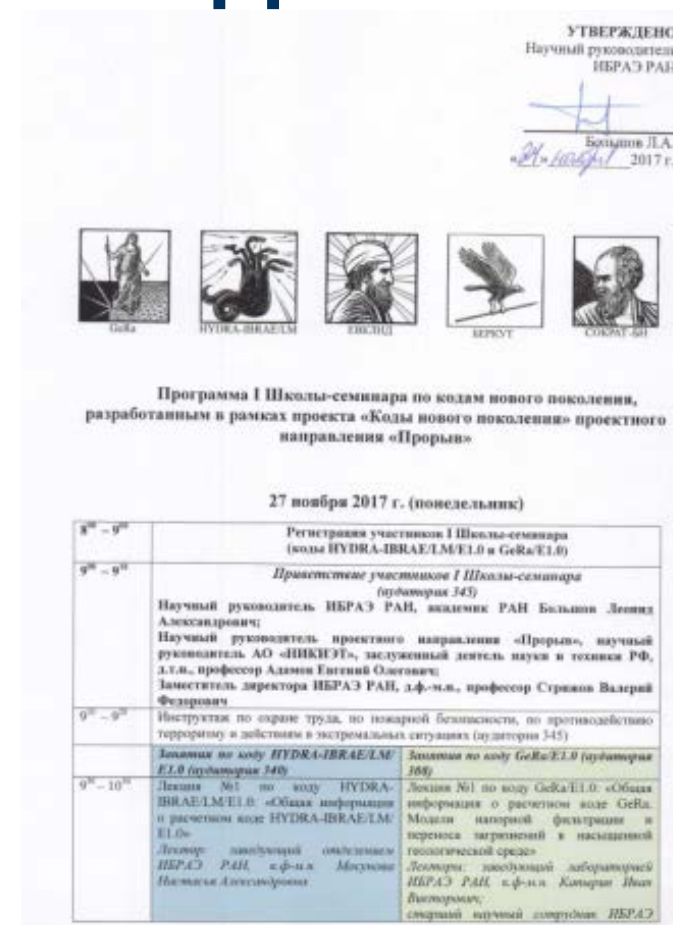
- Оценка радиационной обстановки за пределами промплощадки ОИАЭ при выбросах радиоактивных веществ в атмосферу
- Лагранжева траекторная модель атмосферного переноса
- Ключевые особенности:
 - Снижение консерватизма по сравнению с обычными гауссовыми моделями.
 - Возможность учета рельефа местности, локальных осадков
- Статус разработки: аттестован в феврале 2018 г.
- Планы дальнейшего развития: совершенствование алгоритмов для ускорения счета и расширения области применения
- Использование в ПН «Прорыв»:
 - Расчет ПДВ для АЭС с РУ БРЕСТ-ОД-300
 - Анализ радиационной обстановки для АЭС с РУ БРЕСТ-ОД-300



Анализ радиационной обстановки для сценария «Разгерметизация труб ПГ с отказом отсечной и сбросной арматуры» на АЭС с РУ БРЕСТ-ОД-300

Карта дозы внешнего облучения от облака (мЗв) при аварийном выбросе. Применения мер по защите населения не требуется

- 27 – 29 ноября 2017, АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск
- Содержание I Школы-семинара
 - Основные модели физических процессов
 - Краткая информация о расчётном коде
 - Запуск и решение тестовых задач
 - Самостоятельное решение задач
- Участники
 - HYDRA-IBRAE/LM/E1.0: 29 специалистов из 11 организаций
 - БЕРКУТ/E1.0: 31 специалист из 11 организаций
 - ЕВКЛИД/E1.0: 24 специалиста из 10 организаций
 - GeRa/E1.0: 18 специалистов из 11 организаций
 - СОКРАТ-БН/E1.0: 8 специалистов из 7 организаций



II и III Школы-семинары по кодам нового поколения



12 – 14 ноября 2018, ИБРАЭ РАН, г.Москва

■ Участники

- РОМ/Е1.0, : 31 специалист
- РОУЗ/Е1.0: 28 специалистов
- СИБИЛЛА/Е1.0: 21 специалист
- ОДЕТТА/Е1.0: 9 специалистов
- CONV-3D/Е1.0: 8 специалистов



11 – 15 ноября 2019, АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Москва

■ Участники

- HYDRA-IBRAE/LM/E1.0: 15 специалистов
- БЕРКУТ-У/Е1.0: 12 специалистов
- ЕВКЛИД/Е1.0: 13 специалистов
- СОКРАТ-БН/Е1.0: 7 специалистов
- GeRa/E1.0: 26 специалистов
- MCU-FR/E1.0: 11 специалистов
- ВИЗАРТ/Е1.0: 11 специалистов
- CRISS 5.3/E1.0: 10 специалистов



Перспективы и трудности интегральных кодов нового поколения в ПН «Прорыв»



- Расширение области применимости кодов нового поколения за счёт верификации на новых экспериментальных данных
- Разработка следующих версий, обладающих усовершенствованными моделями
- Распространение кодов нового поколения, включая обеспечение технической поддержки пользователей
- Разработка новых программных продуктов (трехмерные коды, коды для обоснования безопасности технологических процессов ядерного топливного цикла)
- Формулировка требований к дополнительным экспериментам и их проведение
- Проведение школ-семинаров пользователей
- Коммерциализация разработанного программного обеспечения
- Участие в международных проектах
- Отсутствие достаточного количества экспериментальных данных для верификации и настройки моделей кодов нового поколения
 - Частично решается в базовых проектах ПН «Прорыв» и частном проекте «Коды нового поколения»
- Отсутствие достаточного количества вычислительных ресурсов для проведения расчётов с использованием прецизионных кодов нового поколения
- Отсутствие специальных требований к аттестации прецизионных кодов нового поколения, позволяющих отразить и использовать на практике преимущества кодов, обладающих предсказательной силой