



Национальный исследовательский центр
«Курчатовский институт»

Комплекс программ обоснования безопасности ВВЭР



Калугин М.А., Семченков Ю.М.
НИЦ «Курчатовский институт», Москва

НИЦ «Курчатовский институт» является научным руководителем реакторной установки ВВЭР и АЭС с ВВЭР в части ядерной и радиационной безопасности



Белорусская АЭС

В России и за рубежом эксплуатируется более 55 блоков ВВЭР, в т.ч. Поколения «3+», ведется строительство новых блоков.



6 блок НВАЭС

Ключевые функции научного руководителя (НР):

- Научное руководство проектированием и физическим пуском новых энергоблоков, сопровождение эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР;
- Разработка концепции и принципов обеспечения безопасности АЭС;
- Разработка и экспериментальное обоснование активной зоны и топливных циклов;
- Разработка методов и расчётных программ в области нейтронной физики, тепло-гидравлики и динамики реакторных установок (РУ);
- Разработка методов, средств и систем контроля и диагностики активной зоны;
- Разработка методических подходов, обоснование характеристик водно-химического режима первого контура АЭС;
- Разработка и обоснование методов управления тяжёлыми авариями, а также руководств по управлению тяжёлыми авариями
- Разработка документации и обоснование проектов;
- ...

Выполнение функций НР возможно исключительно при владении организацией НР расчетными кодами по перечисленным направлениям

Компьютерные коды НИЦ «Курчатовский институт»

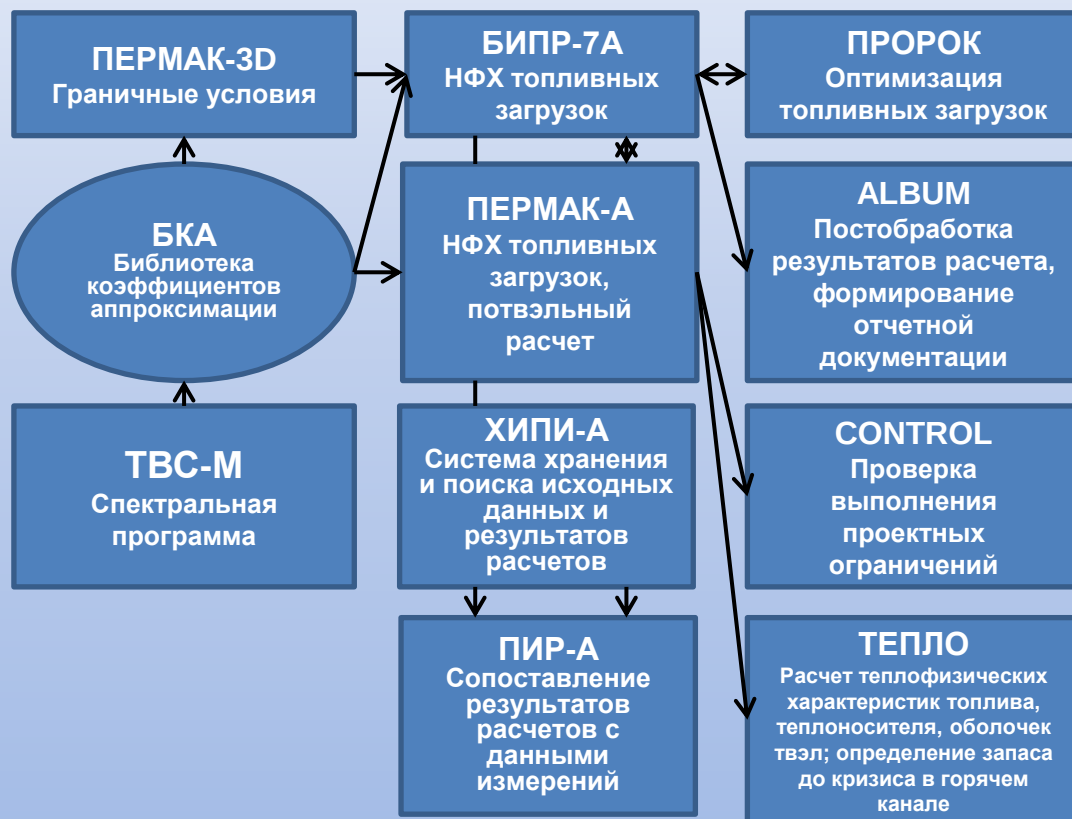
в НИЦ «Курчатовский институт» для проектных и эксплуатационных расчётов в обоснование безопасности ВВЭР используются компьютерные коды по следующим темам:

- 1. Нейтронно-физические расчёты**
- 2. Моделирование аварий типа RIA**
- 3. Радиационная нагрузка на корпус реактора**
- 4. Термомеханика, прочность**
- 5. Теплогидравлика**
- 6. Радиационная безопасность**
- 7. Водно-химический режим**
- 8. Ядерная безопасность при обращении с топливом**
- 9. Системы внутриреакторного контроля**
- 10. Анализ проектных, запроектных и тяжёлых аварий**
- 11. Симптомно-ориентированные аварийные инструкции**

Нейтронно-физические расчеты

Базой для проектирования новых и обоснования безопасности существующих ВВЭР является нейтронно-физический расчет реактора, целью которого является вычисление нейтронно-физических характеристик (НФХ) активных зон и разработка стратегии перегрузки топлива. Базовым программным средством является программный комплекс **КАСКАД**.

Управляющая программа КАСКАД



НИЦ «Курчатовский институт» обеспечивает:

- Развитие и модернизацию кодов для новых проектов;
- Передачу кодов в организации ГК «Росатом» и на зарубежные АЭС;
- Обучение и авторское сопровождение пользователей;
- ежегодное проведение Конференции «Клуб пользователей КАСКАД» для оперативного взаимодействия разработчиков и пользователей.

Комплекс имеет лицензию Ростехнадзора на использование для физических расчетов активных зон реакторов ВВЭР, применяется на всех АЭС с ВВЭР в России и за рубежом.

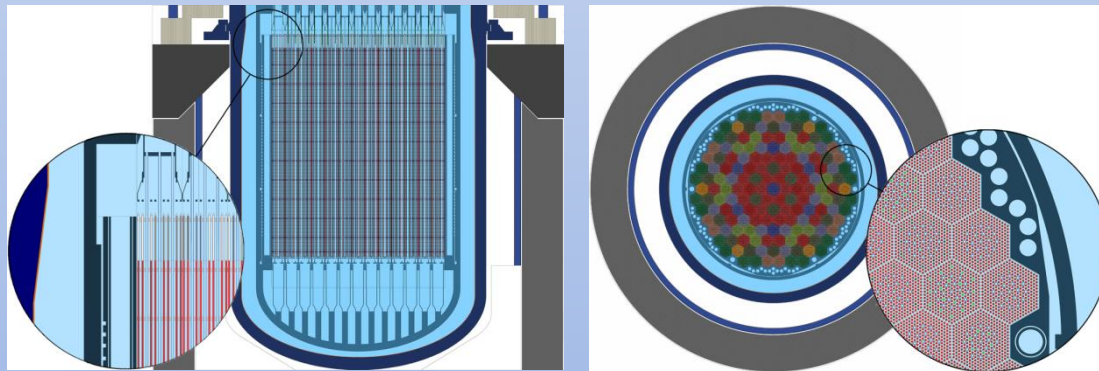
Проект MCU

MCU (Monte-Carlo Universal) - программный комплекс для высокоточного моделирования переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов, позитронов) в трёхмерных системах методом Монте-Карло.

Основные возможности программ семейства **MCU**:

- расчёты на многопроцессорных ЭВМ,
- поточечные сечения на базе файлов оценённых ядерных данных во всей области энергий,
- универсальная геометрия,
- изотопная кинетика.

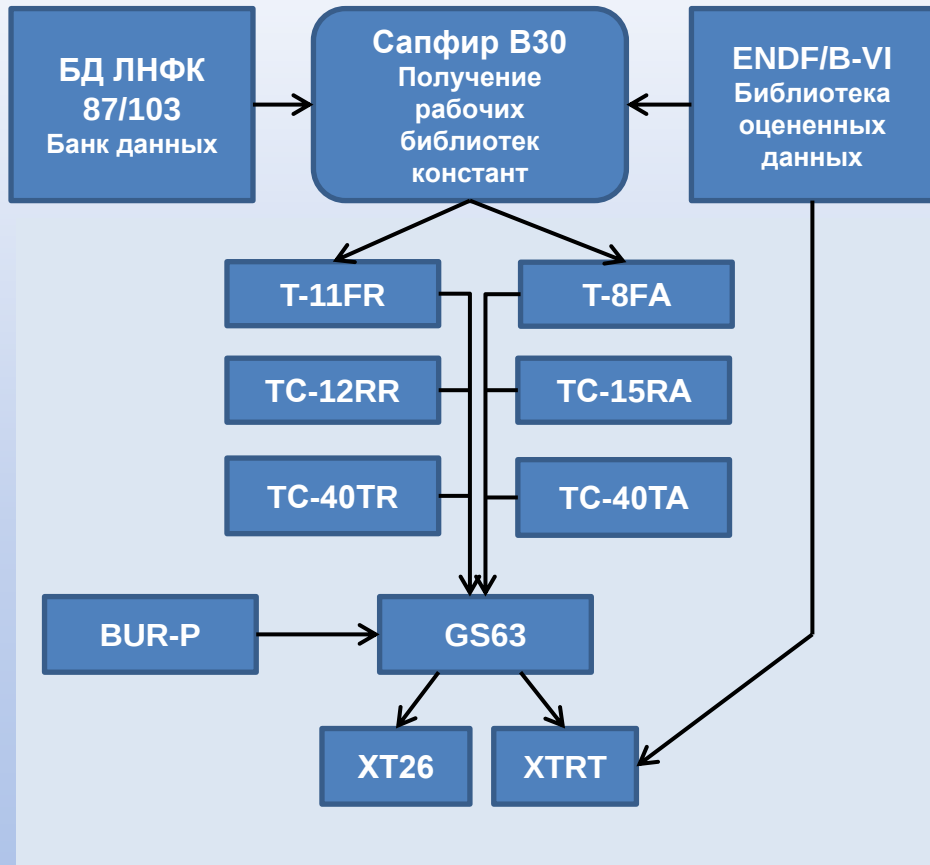
MCU широко используется в качестве поддерживающего кода для проектных и эксплуатационных кодов обоснования безопасности ВВЭР.



Версия **MCU-PD** аттестована в Ростехнадзоре для расчетов реакторов ВВЭР

Модель для расчета пусковых экспериментов,
выполненных на блоке 3 Ростовской АЭС.
Использовалось до 1000 ядер, до 130 млрд. историй.

Комплекс программ САПФИР-2006



Для обоснования ядерной безопасности активной зоны остановленного реактора, бассейна выдержки, мест хранения свежего и выгоревшего топлива, транспортных упаковочных комплектов для перевозки топлива и других средств обращения с топливом на АЭС применяется компьютерный код **САПФИР-2006**.

Комплекс программ САПФИР-2006 предназначен для решения широкого круга задач и позволяет учесть следующие особенности:

- Возможность произвольной геометрии;
- Различные спектры нейтронов;
- Неоднородность компоновки материалов в активной зоне;
- Возможность перераспределения изотопного состава топливной загрузки;
- Широкий диапазон температурных режимов.

Комплекс аттестован в 2008 году для расчетного обоснования ядерной безопасности при обращении топлива на АЭС с ВВЭР. Срок действия аттестационного паспорта продлен до 2028 года.

Процессинговый код GRUCON

В НИЦ «Курчатовский институт» разработан пакет программ **GRUCON** – процессинговая система для получения на основе оцененных ядерных данных рабочих библиотек, необходимых для проведения расчётов различных реакторных характеристик.

GRUCON - evaluated data processing package
by V.V.Sinitisa, NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia

Purpose
Major task is ENDF data processing for preparing data for various tasks and applications.

Corresponding Author:
Valentin Sinitisa (sinitisa_vv@nrc.ki.ru)

Content
GRUCON package (IPPE-NRCI, 1980-2015) is a system of modules for evaluated nuclear data processing for production of detailed and multi-group working libraries for transport calculations in reactor physics and radiation shielding applications. The package has an original architecture and command language (see INDC-CCP-344).

Calculations with GRUCON:

- Cross sections for spin groups
- Cross sections reconstruction and Doppler broadening
- Self-shielding factors calculation
- Point subgroup parameters in unresolved resonance region
- ACE file generation
- Probability tables and self-shielding factors
- Temperature correlations in subgroup total cross sections
- Angular distribution representations
- Scattering on resonance
- Photoatomic group cross sections and transition matrices
- Neutron thermal scattering cross sections
- Calculation of nuclide production cross sections (activation data)

Download

#	Date	Title	Link
1	2015-10-09	Executables + tests for Linux, Windows	ZIP (67Mb)
2	2015-10-01	Manual (English)	PDF (0.9Mb)
3	2014-12-17	Manual (Russian)	PDF (1.4Mb)

Web page prepared by V.Zorin

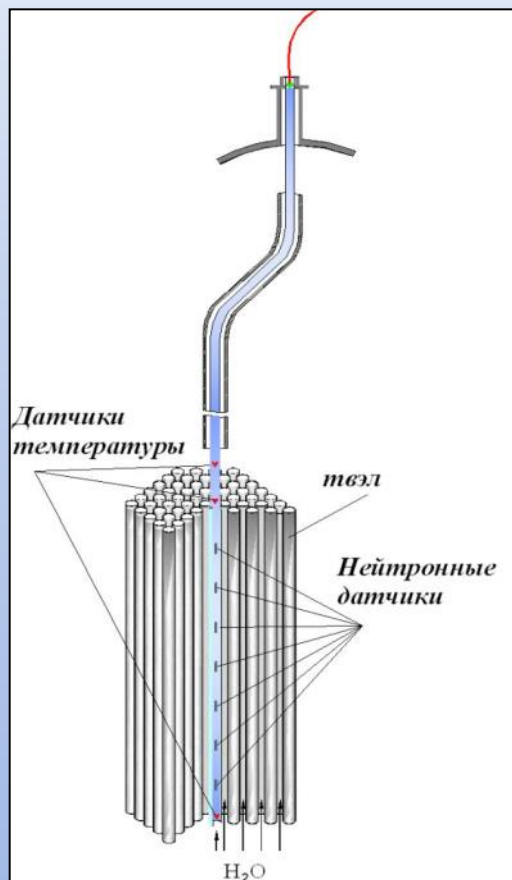
© Copyright 2007-2015, International Atomic Energy Agency - Nuclear Data Section, Vienna International Centre, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria
Telephone (+431) 2600-0, Facsimile (+431) 2600-7, E-mail: nds.contact@nds.iaea.org, Read our [Disclaimer](#)

По решению МАГАТЭ пакет **GRUCON** вошел в состав инструментов МАГАТЭ. Для специалистов по оценке ядерных данных GRUCON включен в набор WEB-инструментов для авторизованных пользователей MyENDF Секции ядерных данных МАГАТЭ. Программа передана также в Банк Данных Агентства по атомной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (NEA OECD). Пакет **GRUCON** имеет свои страницы на сайте МАГАТЭ <https://www-nds.iaea.org/grucon/> и <https://www-nds.iaea.org/exfor/myendf.htm>, которые актуализируются по мере необходимости.

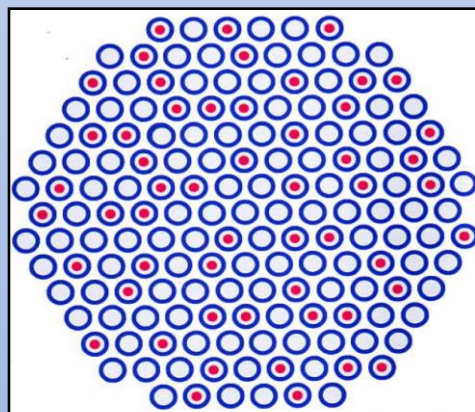
Системы внутриреакторного контроля состояния активной зоны (СВРК)

Контроль состояния активной зоны в процессе эксплуатации ядерных реакторов осуществляется с использованием систем внутриреакторного контроля, в которых используется программный комплекс **«Хортица-М»**, разработанный в НИЦ «Курчатовский институт».

ПК **«Хортица-М»** предназначен для определения поля энерговыделения и коэффициента запаса до кризиса теплообмена в горячем канале ТВС в объеме активной зоны в процессе эксплуатации реакторной установки по показаниям внутриреакторных датчиков и датчиков общетехнологических замеров, априорно известной информации о нейтронно-физических и теплогидравлических характеристиках активной зоны реакторов типа ВВЭР.



Сборка внутриреакторного контроля, размещенная в ТВС



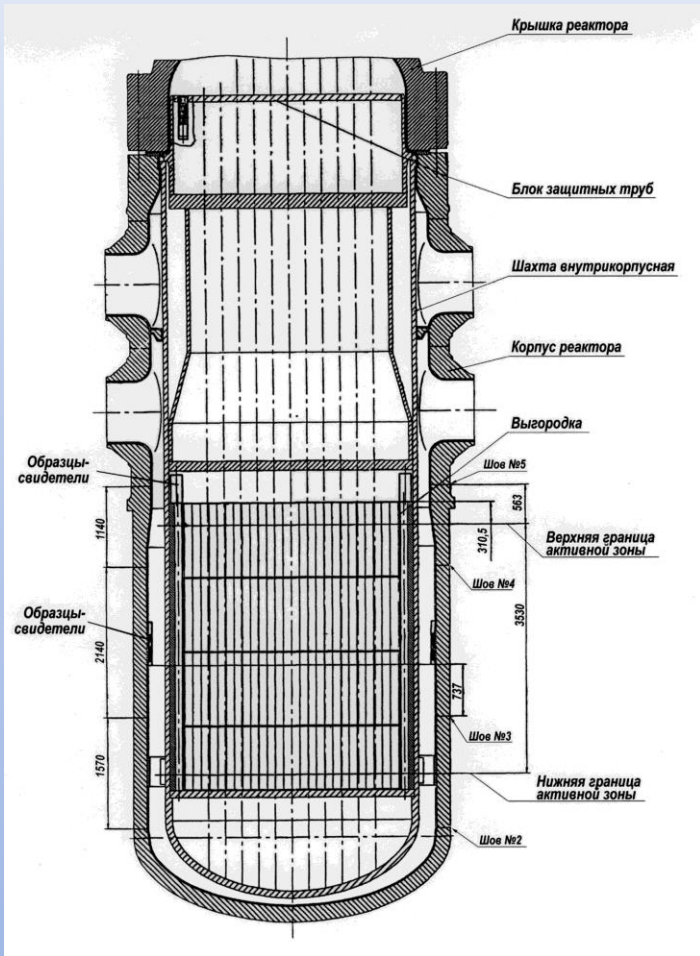
- Сборки внутриреакторного контроля (54 штуки)

Компьютерный код **ИР** в составе этой системы предназначен для прогнозирования работы реактора с учетом переходных процессов на ксеноне.

Комплекс **«Хортица-М»** имеет лицензию Ростехнадзора для использования на АЭС с ВВЭР

Радиационная нагрузка на корпус

Радиационный ресурс корпуса является важной составляющей ресурса безопасной эксплуатации блока АЭС. Необходимо надежное определение накопленной радиационной нагрузки и оценка текущего состояния материала корпуса, прогноз дальнейшего накопления радиационной нагрузки, изменение свойств материала в процессе эксплуатации, определение остаточного ресурса безопасной эксплуатации корпуса.



Программные коды для расчета радиационной нагрузки на ВКУ, корпус реактора и т.д.:

- **DOORS-3.2** (Ок-Ридж);
- **КАТРИН-2.5** (ИПМ им. Келдыша);
- **LUCKY** (НИЦ КИ) – с использованием параллельных вычислений на супермелкой сетке для больших и геометрически сложных пространственных областей;
- **MCU-PD** (НИЦ КИ) – с использованием параллельных вычислений для произвольной трехмерной геометрии.

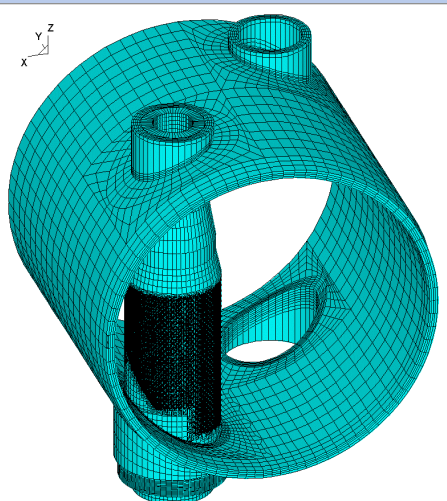
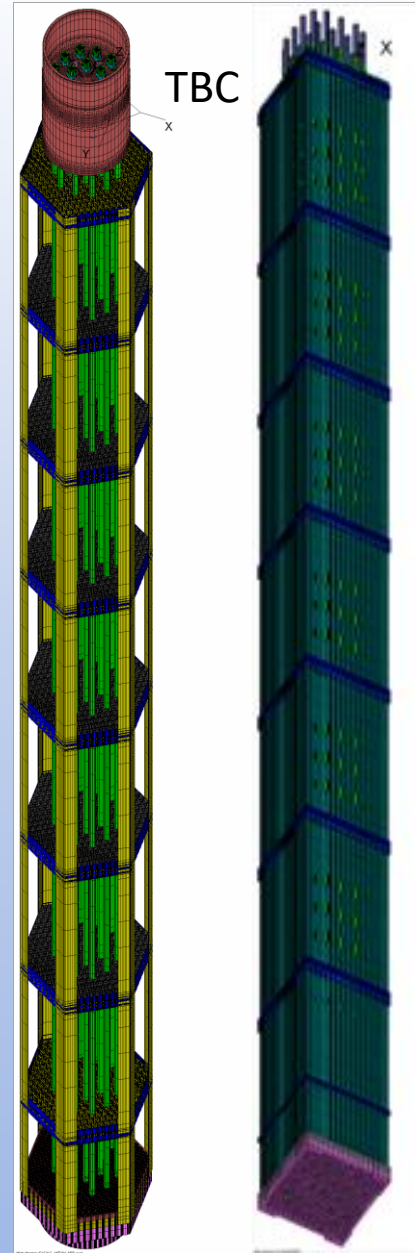
Термомеханика, прочность

УЗОР-1 – код для расчетов напряженно-деформированного состояния реакторного оборудования, трубопроводов, внутрикорпусных устройств и тепловыделяющих сборок, расчет параметров механики разрушения. Квазистатические и динамические расчеты.

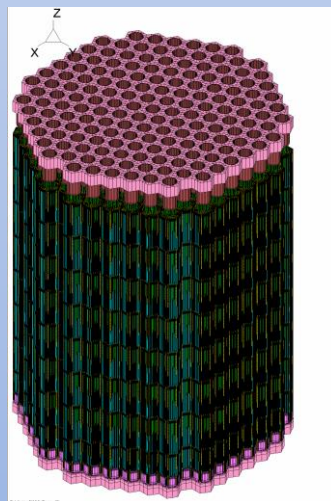
МАВР 1.1, 2.1, 3.1, 5.1 – коды для расчетов вероятности возникновения течей и крупномасштабного разрушения корпусов оборудования (реактор, насос, компенсатор давления и т.д.), трубопроводов, коллекторов теплоносителя парогенератора, для расчета вероятности отрыва крышек корпуса, насоса, коллектора теплоносителя и другого оборудования с фланцевыми соединениями.

Пульсар 2, Пульсар+ – коды для расчета термомеханики поведения и обоснования критериев приемки твэлов ВВЭР и РБМК в нормальных условиях эксплуатации, при нарушении нормальных условий эксплуатации и в аварийных ситуациях (LOCA и RIA).

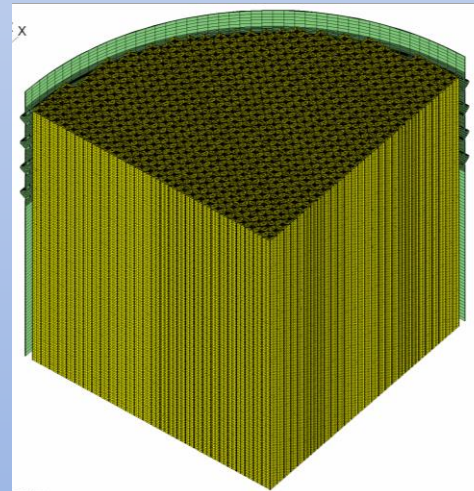
FRET – код для расчетов виброизноса оболочек твэлов в зонах контакта с дистанционирующими решетками.



Коллектор ПГВ-1000

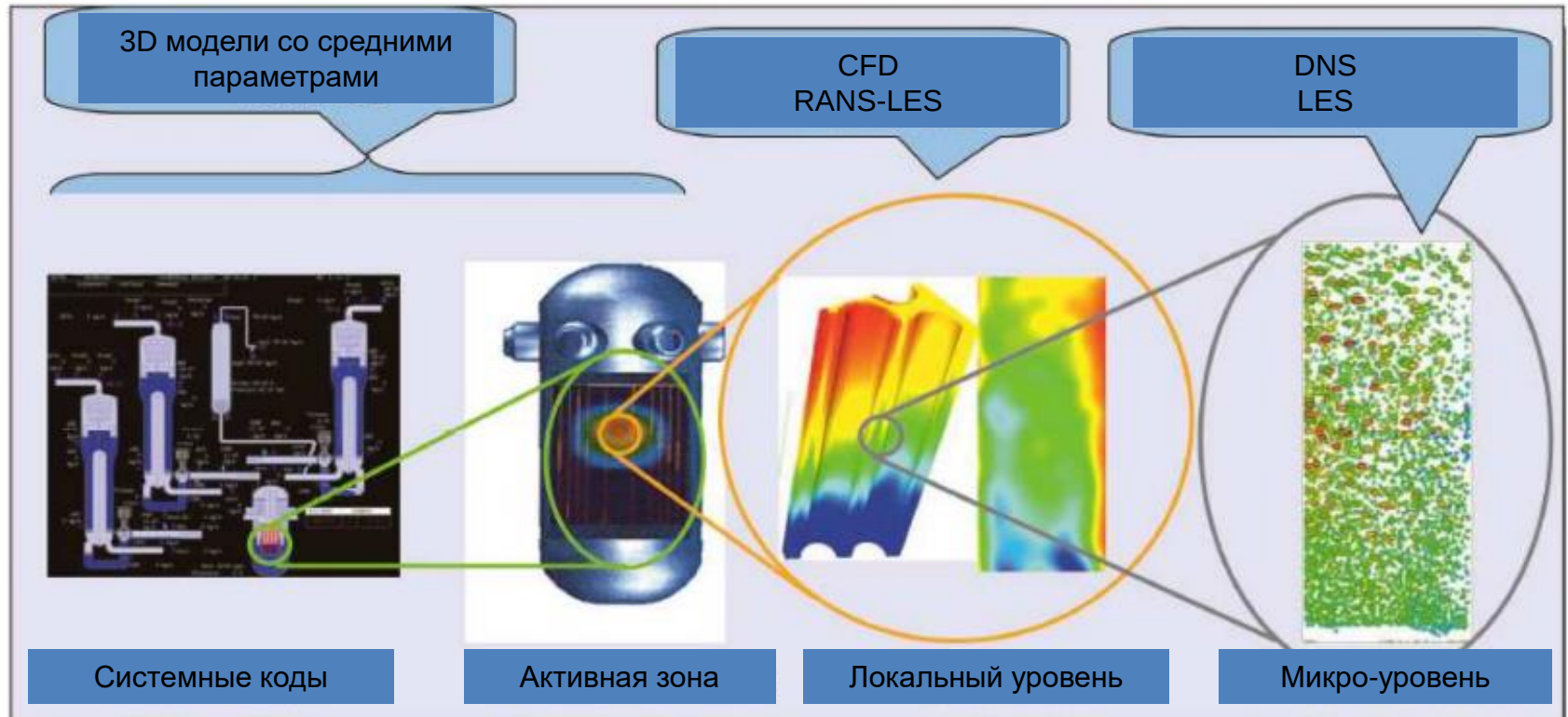


Модель АЗ



Модель графитовой кладки РБМК

Иерархия теплогидравлических кодов для H_2O

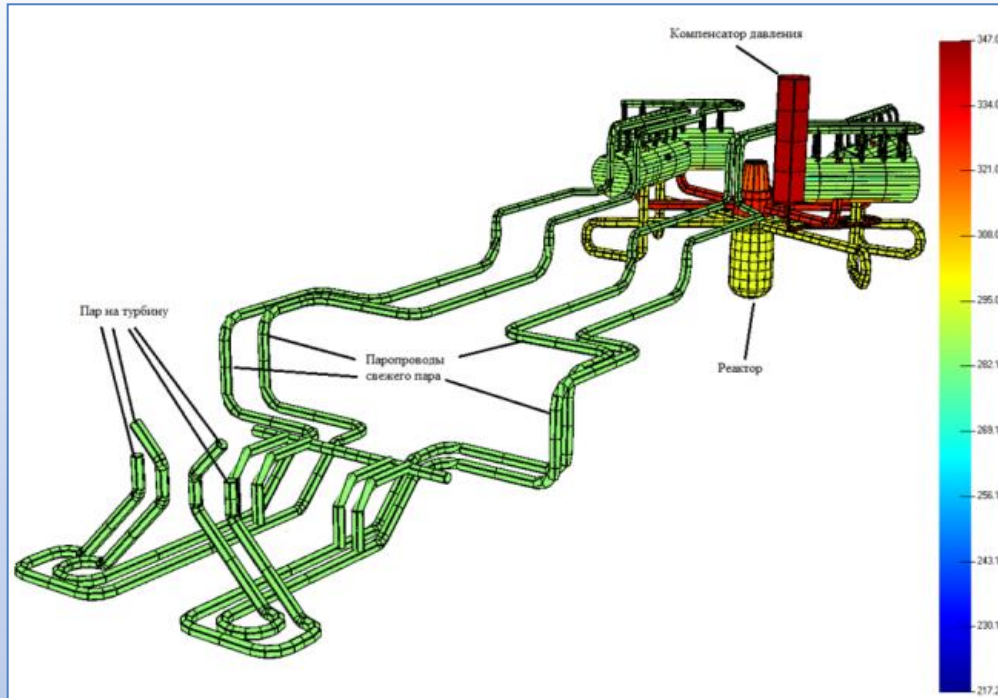


Теплогидравлика активной зоны

Расчет теплогидравлических характеристик активной зоны ВВЭР проводится с использованием кодов **семейства SC**, предназначенных для поканальных (ячейковых) теплогидравлических расчетов отдельной ТВС (или ее части), участка активной зоны и активной зоны в целом реакторов типа ВВЭР в стационарных и нестационарных условиях работы. Программы SC-1, SC-INT аттестованы в Ростехнадзоре.

Программа	Область применения	Тип установки	Особенности
SC-1	Детальное моделирование течения теплоносителя в активной зоне	ТВС реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК	Субканальная модель АЗ
SC-INT		ТВС реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-1200, ВВЭР-1300 (ВВЭР-ТОИ), ВВЭР-С (с ТВС-С и ТВС-660+), РWR (ТВС-К), РБМК ПИК	Субканальная модель АЗ + развитый учет решеток интенсификаторов тепломасообмена
SC-REACTOR	Моделирование течения теплоносителя в реакторе от входных патрубков до выходных, включая АЗ	ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 (АЭС-2006), ВВЭР-1300 (ВВЭР-ТОИ)	Трёхмерная модель реактора + субканальная модель АЗ

Моделирование аварий типа RIA



Нодализация модель 1 и 2 контура РУ проекта АЭС -2006 для кода ATHLET/BIPR-VVER (показано распределение температуры теплоносителя)

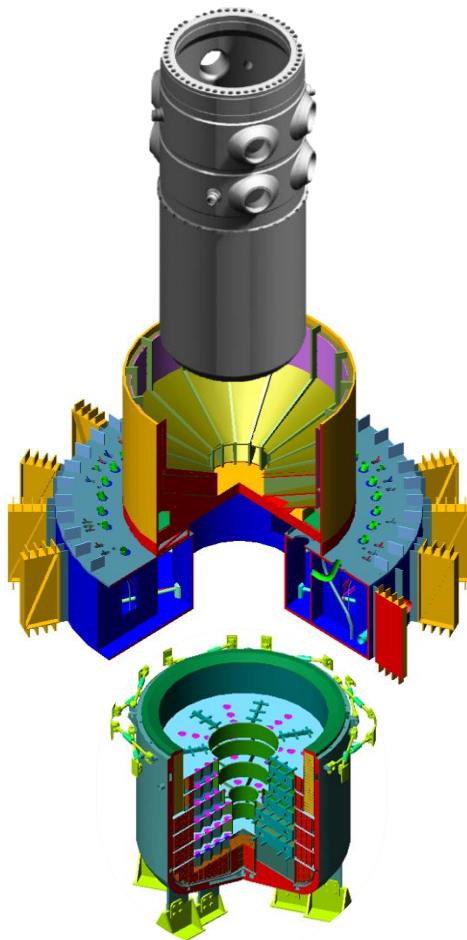
При обосновании безопасности реакторов ВВЭР моделирование переходных (нестационарных) процессов типа RIA (Reactivity-Initiated Accident) выполняется с использованием связанных нейтронно-теплогидравлических кодов:

- **ATHLET/BIPR-VVER,**
- **ТИГР-1,**
- **NOSTRA.**

Данные коды аттестованы в Ростехнадзоре и используются для анализа безопасности российских и зарубежных АЭС с ВВЭР более 20 лет. Для всех РУ с ВВЭР в НИЦ КИ разработаны и верифицированы расчетные **нодализационные модели**, которые позволяют проводить варианты расчеты аварийных процессов в рамках выполнения анализа чувствительности и анализа неопределенности в соответствии с требованиями руководящих документов НП-001-15, НП-006-16.

Методология управления тяжелыми авариями

Корпус реактора

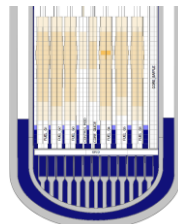


Устройство локализации расплава

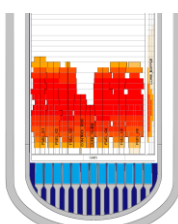
Обоснование безопасности в ходе аварийного процесса на всех этапах его протекания

Ход протекания аварии с плавлением активной зоны

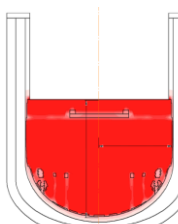
Осушение активной зоны



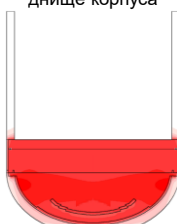
Разогрев и плавление а.з.



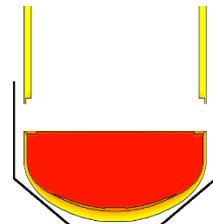
Формирование ванны расплава



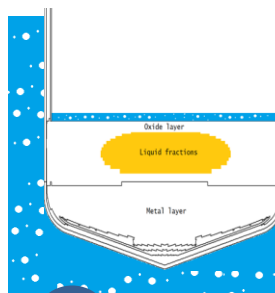
Перемещение расплава на днище корпуса



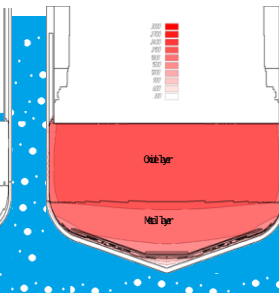
Разрушение корпуса и выход расплава в УЛР



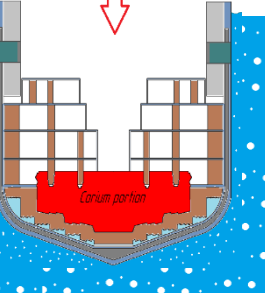
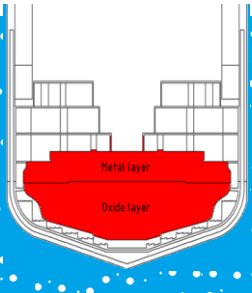
Кристаллизация расплава



Инверсия ванны расплава

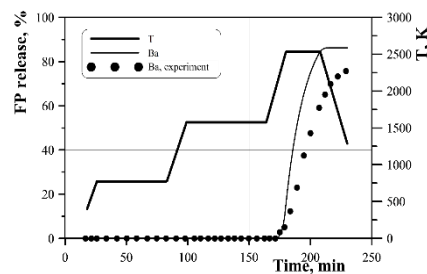


Взаимодействие с ЖМ

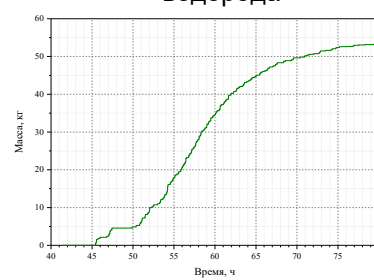


Локализация расплава в УЛР

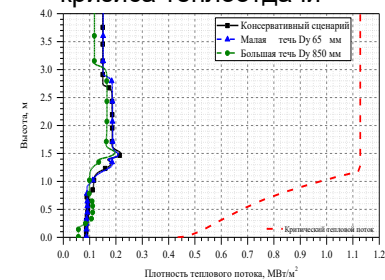
Минимизация выхода ПД



Минимизация образования водорода

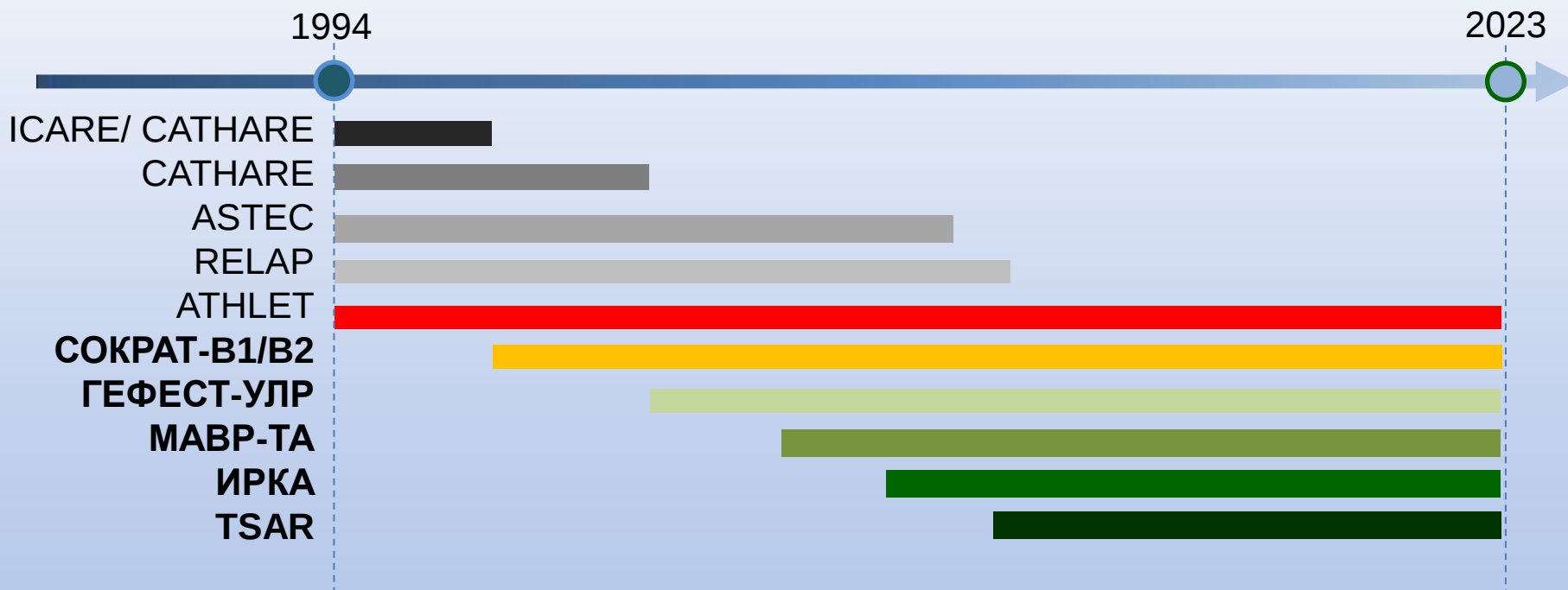


Охлаждение и обеспечение запаса до кризиса теплоотдачи



Анализ запроектных аварий, включая тяжелые

Использование специализированных кодов для анализов безопасности при запроектных авариях, включая тяжелые



Коды, разработанные в НИЦ «Курчатовский институт», для анализов безопасности для запроектных аварий.

СОКРАТ-B1/B2

отраслевой тяжело-аварийный код, разработан ИБРАЭ при участии НИЦ КИ и др. организаций

ГЕФЕСТ-УЛР

моделирование теплофизических и физико-химических процессов в УЛР

МАВР-ТА

выход из топлива и расплава, перенос в первом контуре и ГО, выброс в окружающую среду при тяжелой аварии на РУ с ВВЭР

ИРКА

расчет выбросов в окружающую среду при проектных и запроектных авариях.

TSAR*

пакет прикладных программ для моделирования спектра процессов при тяжелой аварии. В разработке.

* Toolkits for Severe Accident Research

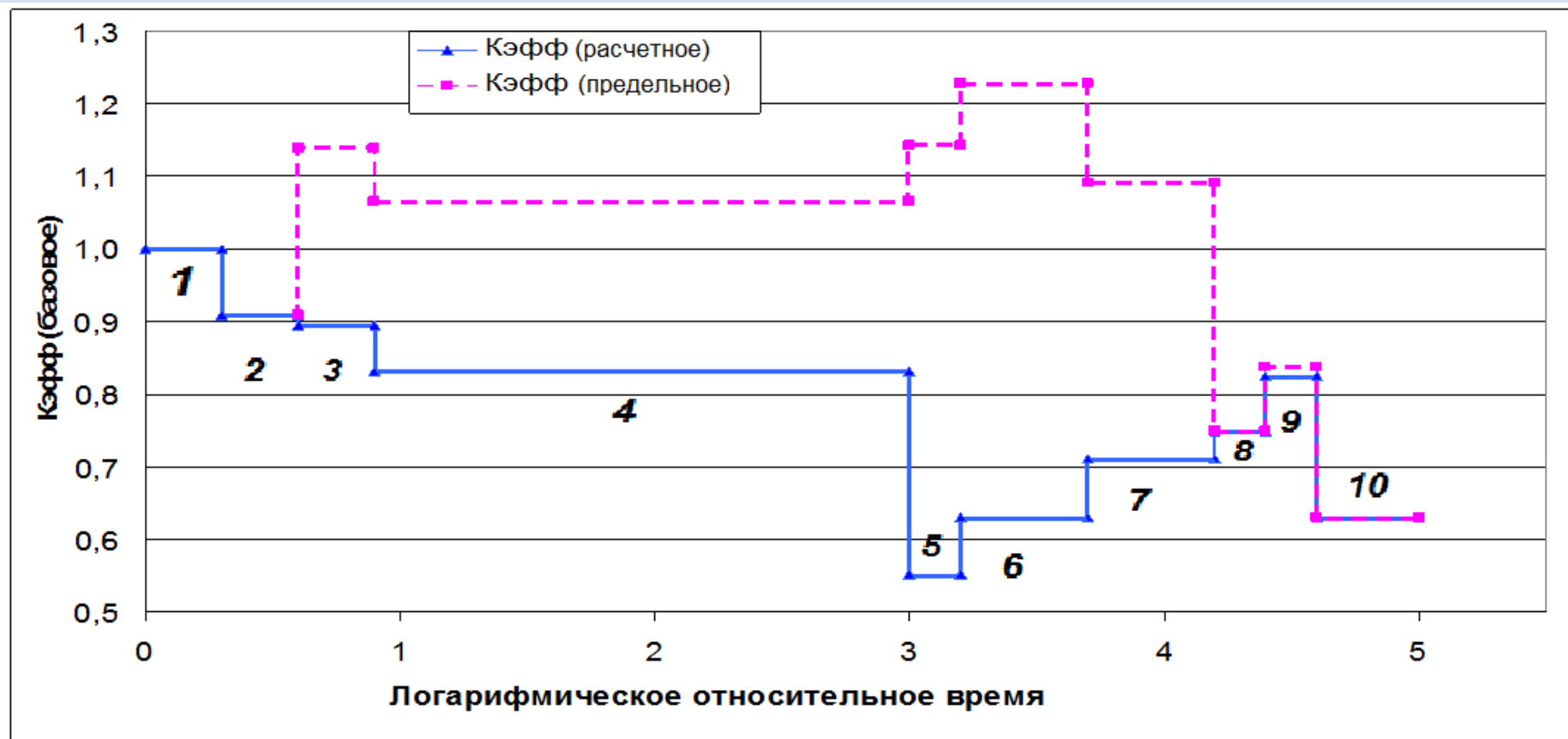
Анализ ядерной безопасности на всех этапах ЗПА (1)

В НИЦ КИ разработана методология подхода к анализу критичности при прохождении ЗПА с разрушением/плавлением активной зоны, с использованием комплекса программ САПФИР-2006, основанная на следующем алгоритме:

- До начала аварии рассматривается конкретное исходное состояние активной зоны – работа на мощности с расчетом $K_{эфф}$, сформированной в соответствии с картограммой топливной загрузки и распределением выгорания по высоте ТВС, что позволяет проверить правильность задания и консервативность исходных данных при описании модели реактора;
- на основе анализа и опыта моделирования аварий данного типа определяются базовые состояния на различных этапах разрушения/расплавления активной зоны внутри корпуса реактора в процессе прохождения аварии, характеризующиеся одним максимальным значением $K_{эфф}$ (определяется многократным использованием метода наискорейшего градиентного спуска);
- для каждого базового состояния определяется число и диапазон вариации параметров, влияющих на $K_{эфф}$, определяются значения параметров, при которых достигается максимальные значения $K_{эфф}$.
- расчет $K_{эфф}$ выполняется как без учета внешних воздействий, так и с учетом потенциально возможных внешних воздействий, таких как залив активной зоны водой без борной кислоты ($K_{эфф}$ предельное).

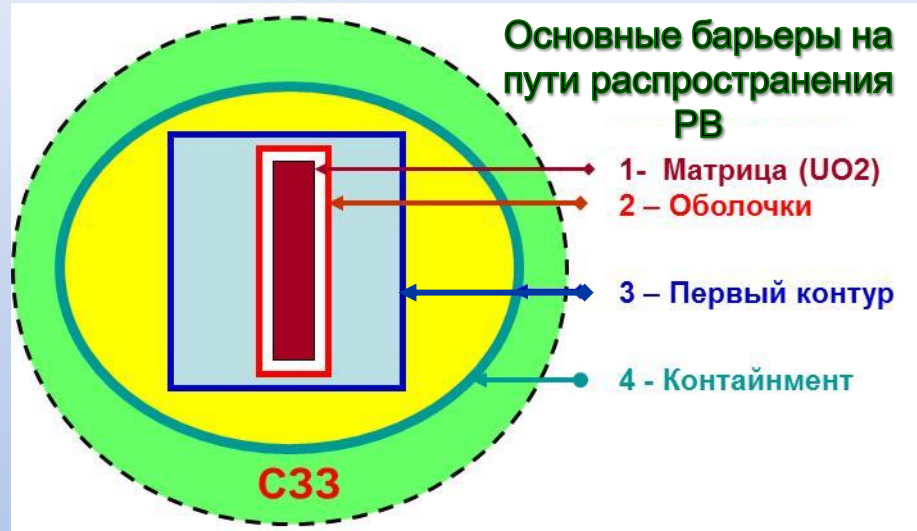
Анализ ядерной безопасности на всех этапах ЗПА (2)

Для примера реализации такого метода приведен рисунок, на котором представлены значения Кэфф на внутрикорпусной стадии аварии для выделенных базовых состояний на следующих этапах аварии: **1** - активная зона после срабатывания АЗ; **2** - первое осушение после срабатывания АЗ; **3** - работа пассивных систем безопасности ГЕ; **4** - выкипание и разогрев активной зоны; **5** - деформация и окисление оболочек твэл; **6** - выплавление ПЭЛ; **7** - разрушение ТВС; **8** - плавление твэл и образование ванн расплава; **9** - шаровая засыпка в НКС; **10** - расплав на днище корпуса реактора.



Радиационная безопасность

При обосновании радиационной безопасности атомная станция (АЭС) рассматривается как источник радиоактивных веществ (РВ), который необходимо количественно оценивать, регламентировать и демонстрировать достаточность свойств и характеристик барьеров безопасности для обеспечения выполнения критериев по дозам облучения населения в условиях нормальной эксплуатации, а также при нарушениях, включая проектные аварии. Программы аттестованы в Ростехнадзоре.



RELWVER-UNI

- расчет активности продуктов деления под оболочками твэлов и в технологических средах ВВЭР в режимах НЭ;
- определение потенциального источника радиоактивных продуктов деления, учитываемого в анализах радиологических последствий в режимах категории 1-4 и запроектных авариях без плавления топлива.

LEAK4

- Количественная оценка выхода радиоактивных веществ из помещений АЭС в зависимости от степени их герметичности и физико-химических свойств распространяемой парогазовой среды в аварийных режимах работы АЭС.

ДОЗА_М, версия 2

- Оценка индивидуальных доз внешнего и внутреннего облучения людей от различных видов облучения при аварийных выбросах радиоактивных веществ на АЭС. ПС рассчитывает эквивалентную дозу на различные органы человека и эффективную дозу в точках сектора на разном удалении от источника выброса.

Водно-химический режим первого контура ВВЭР

Водно-химический режим теплоносителя является одним из факторов, влияющих на эксплуатационную надежность топлива активной зоны, радиационную обстановку от оборудования циркуляционного контура и на безопасность эксплуатации АЭС в целом.

ВХР первого контура АЭС обеспечивается расчетами по компьютерным кодам:

COTRAN-M

Прогнозные расчеты накопления активированных продуктов коррозии на внутренних поверхностях оборудования и на фильтрах очистки теплоносителя для реакторов типа ВВЭР в нормальных режимах эксплуатации.

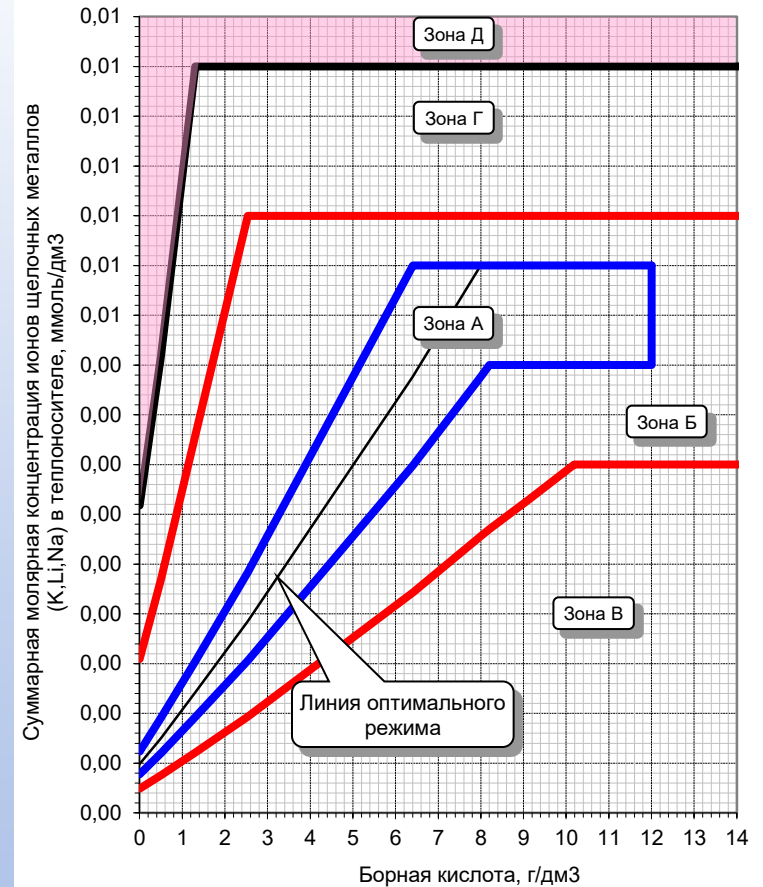
Вариантные расчеты накопления отложений на твэлах ТВС и активированных продуктов коррозии на поверхности контура при разных параметрах ВХР теплоносителя.

Программа аттестована в Ростехнадзоре

МУХТАР

Мониторинг ВХР первого контура и выдача рекомендаций с целью поддержания основных показателей качества теплоносителя первого контура в соответствии с требованиями норм ВХР:

- Расчетный мониторинг основных показателей ВХР в контрольных точках контура;
- Мониторинг послойного состояния обменной емкости загрузок фильтров очистки;
- Выдача рекомендаций по дозированию корректирующих реагентов (NH_3 , KOH);
- Выдача рекомендаций по подключению и отключению Н-фильтров.



Развитие расчетных кодов необходимо для:

- 1. Снижения излишнего консерватизма**
- 2. Анализа погрешностей и неопределенностей**
- 3. Расчет новых РУ**

Для верификации и валидации расчетных кодов необходимо:

- сохранение и развитие экспериментальной базы;**
- получение, сохранение и анализ данных эксплуатации АЭС**

ВЫВОД

Развитие ядерной энергетики невозможно без постоянного развития и совершенствования расчетных кодов, включая экспериментальные и теоретические исследования для верификации и валидации.

Спасибо за внимание!

