

ОТЗЫВ

на автореферат диссертации **Чалого Руслана Васильевича** на тему: **«Программный комплекс СОКРАТ-БН для анализа и обоснования безопасности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем»**, представленной на соискание ученой степени кандидата технических наук по специальности 2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность.

В диссертационной работе Чалого Р. В. рассмотрены варианты разрешения проблем, связанных с проектированием и разработкой программного комплекса СОКРАТ-БН, а также результатами его верификации и валидации для анализа безопасности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

Для обоснования безопасности этого типа реакторов необходимы расчетные средства, позволяющие оценить поведение РУ в аварийных режимах, которые невозможно наблюдать натурно из-за опасности радиационного загрязнения.

Проблемой также являлось ограниченное число источников и программ на начало работы над диссертацией, особенно отечественного происхождения, с интегральной формулировкой задачи, включающей нейтронную кинетику, теплогидравлику, термомеханику, перенос продуктов деления в контурах реактора и их возможного выброса в окружающую среду. Здесь необходимы, в том числе и нестационарные формулировки задачи, способные к анализу быстрых аварийных режимов с учетом одновременного течения этих процессов и их взаимного влияния.

Перечисленные задачи и являлись объектами исследования данной работы в связи с созданием программного комплекса СОКРАТ-БН и его верификации и валидации. Для решения этих задач выбран метод адаптации существующих программных решений к процессам в РУ БН.

Актуальность темы диссертационной работы обусловлена необходимостью поиска эффективных путей решения данной задачи. Актуальность обосновывается во **введении** диссертационной работы. Там же сформулированы ее цели и задачи, показана научная новизна, практическая значимость, представлены доводы в обоснование достоверности результатов и изложены основные положения, выносимые на защиту.

В первой главе проведен аналитический обзор литературы в области исследования, формулируется общая постановка задачи. По результатам анализа объекта исследования – РУ БН представлены характерные исходные события, приводящие к авариям, ключевые характеристики

объекта и процессы, характерные для переходных и аварийных режимов на РУ, выполнен анализ экспериментальной базы, необходимой для проведения валидации кода по основным явлениям, определяющим безопасность реакторной установки.

Выполнен обзор аттестованных и не аттестованных отечественных, а также зарубежных кодов, моделирующих развитие аварии от исходного события до выброса радиоактивных веществ в окружающую среду. Установлено, что существующие коды имеют ограничения как по перечню моделируемых процессов, так и по корректному учету взаимного влияния этих процессов, что требует проведения итераций для их согласования.

По результатам проведенного в первой главе анализа сделан вывод о необходимости разработки интегрального кода для обоснования безопасности АЭС с РБН и аттестации этого кода, а также сформулированы задачи, которые необходимо решить для разработки этого кода.

Вторая глава содержит описание общей структуры интегрального кода СОКРАТ-БН с подробным описанием входящих в него частных моделей процессов, включает обоснование используемых приближений, представлена архитектура программы.

В состав программы включены следующие модули:

- SOFAR-ТН включает модель канальной теплогидравлики с двухфазной, гетерогенной, двухскоростной моделью течения натриевого теплоносителя;
- TRANS-FP моделирует транспорт ПД в натриевом теплоносителе и в газовой среде РУ;
- РТОП-СА, ТВЭЛ-БН – программные блоки, моделирующие НДС твэла, медленные процессы (расчет на реурс) и быстрые, в т. ч. аварийные процессы, соответственно;
- QUASIK, SYNTES – модель нейтронной кинетики в точечном приближении и двумерная (r-z) диффузионная модель в многогрупповом приближении для расчета изменения мощности в условиях тяжелых аварий, включая стадию изменения геометрии а.з. в результате ее плавления, соответственно;
- БОНУС-БН предназначен для быстрой оценки изменения нуклидного состава топлива в стационарных и аварийных режимах;
- MELT-БН предназначен для моделирования процессов плавления оболочек твэл, топлива и чехла ТВС, формирования блокировок проходного сечения в межтвэльном пространстве, перемещения расплава в границах активной зоны;

- Для оценки последствий тяжелых аварий в состав СОКРАТ-БН включен интерфейс для передачи данных в программу КУПОЛ для расчета распространения ПД в помещениях энергоблока и в программу НОСТРАДАМУС для расчета распространения ПД в атмосфере и оценки доз для населения и загрязнения окружающей среды.

В третьей главе представлена информация о верификации и валидации программы для всех ее модулей, приведены матрицы верификации и валидации, охватывающие все моделируемые процессы.

Например, при валидации теплогидравлического модуля рассмотрено 18 ключевых явлений для которых были подобраны прототипные эксперименты на 8 экспериментальных установках, три из которых представляют собой реакторные установки (РУ БН-600, РУ PHENIX и EBR-II).

Для валидации модуля БОНУС в состав матрицы верификации включено 8 экспериментов (6 – по исследованию энерговыделения и 2 – по исследованию нуклидного состава).

Для валидации и верификации моделей формоизменения твэла в режиме нормальной эксплуатации использовались экспериментальные данные АО «ИРМ», а также проводилось сравнение с результатами расчетов по аттестованному коду КОРАТ. Для верификации моделей деформации твэла в аварийных условиях использовались аналитические тесты и сравнение с конечно-элементными 3-D кодами.

Верификация и валидация расчета мощности модулями QUASIK и SYNTES выполнялась на реакторных данных полученных на РУ БН-600 и аналитических тестах. Верификация расчетов k_{eff} и ρ в модуле SYNTES, как косвенных параметров, выполнялась на аналитических программах и путем сравнения с прецизионными программами, используемыми для обоснования проектных решений.

Для валидации и верификации модуля MELT-БН перемещения материалов в процессе разрушения были использованы аналитические тесты и экспериментальные исследования, выполненные на реакторе TREAT.

Помимо отмеченных верификационных и валидационных расчетов автором диссертации лично проведен ряд расчетов по программе СОКРАТ-БН с согласованием результатов с экспериментальными данными, полученными на отечественных реакторах, в частности нуклидного состава, массы и активности в образцах $^{239}\text{PuO}_2$, облученных в а.з. РУ БН-350, необратимого изменения диаметра оболочки твэла в сопоставлении с экспериментальными данными и результатами расчетов по коду КОРАТ.

Представлены также результаты сопоставления расчета с записью режима «Останов энергоблока в результате срабатывания БАЗ по факту отключения двух из трех ТГ при мощности реактора $\sim 95\%$ $N_{ном}$ » на РУ

БН-600, валидация по данным показаний системы КГО в газовой полости реактора РУ БН-600 при разгерметизации твэла во время 54 МКК. При валидации модуля SYNTES приведено изменение относительной мощности в РУ БН-600 при срабатывании стержня петлевой защиты АЗ-П и поддержании заданной мощности регулирующим стрежнем.

В четвертой главе выполнен демонстрационный расчет тяжелой аварии для прототипной РУ с натриевым теплоносителем большой мощности. Рассмотрен один из типовых сценариев тяжелой аварии на РУ БН типа УТОР, который характеризуется вводом положительной реактивности за счет извлечения стержней СУЗ (РС и КС).

Данный сценарий характеризуется многократным увеличением мощности, вскипанием теплоносителя и последующим кризисом теплообмена, расплавлением топлива и его перемещения из центральной части активной зоны, в результате чего мощность снижается ниже номинального уровня.

В демонстрационном расчете была выполнена также оценка термомеханического состояния оболочек, термодинамическое состояние среды в корпусе реактора, оценка масштаба повреждения элементов активной зоны, оценка источника выброса ПД. Данный расчет иллюстрирует все возможности разработанного автором программного комплекса СОКРАТ-БН.

В диссертационной работе Чалого Р. В. выполнен большой объем исследований с использованием современных расчетных инструментов. Расчетные исследования были направлены на поиск путей эффективного решения поставленной задачи. Необходимо отметить высокую значимость диссертационной работы, которая состоит в создании инструмента, позволяющего прогнозировать состояние РУ в различных режимах и на различных этапах ее эксплуатации, что, в конечном итоге, будет способствовать повышению безопасности ядерной энергетики.

Основные результаты исследования докладывались на российских и международных конференциях и семинарах, По теме диссертации опубликовано 15 работ, в том числе 2 научные статьи в рецензируемых изданиях из перечня ВАК Минобрнауки России и 4 научные статьи в изданиях, индексируемых в международной базе данных Scopus и входящих в Russian Science Citation Index, 9 свидетельств о регистрации программы.

По тексту автореферата есть следующее замечание: недостаточно полный состав литературных источников, упомянутых в *тексте автореферата* по отечественным программам, особенно по тематикам, связанным с теплогидравликой и термомеханикой зоны.

Приведенное замечание не снижает положительного впечатления от полученных в работе результатов.

В целом, диссертационная работа выполнена на высоком научном уровне в соответствии с требованиями ВАК, установленными Приложением о присуждении ученых степеней. Диссертация «Программный комплекс СОКРАТ-БН для анализа и обоснования безопасности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем» является законченным научным трудом, а ее автор, Чалый Руслан Васильевич, заслуживает присуждения ему ученой степени кандидата технических наук по специальности 2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность.

Грачев Валерий Дмитриевич

Эксперт группы научного сопровождения АО «ГНЦ НИИАР»
кандидат технических наук

Наименование организации: Акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (АО «ГНЦ НИИАР»)

Почтовый адрес: 433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9.

Тел.: 8 (84235) 7-92-52

e-mail: niiar@niiar.ru

Официальный сайт: <http://www.niiar.ru>

Подпись эксперта группы научного сопровождения АО «ГНЦ НИИАР»
Грачева Валерия Дмитриевича
заверяю:

Ученый секретарь АО «ГНЦ НИИАР»

09.12.2024 г.



Д.А. Корнилов