

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРТИЗЫ БЕЗОПАСНОСТИ В ЧАСТИ ЗАМЕЧАНИЙ К ПРОГРАММНЫМ СРЕДСТВАМ, ИСПОЛЬЗУЕМЫМ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ

*А.В. Аверьянов, С.Н. Богдан, к.т.н., Н.М. Жылмаганбетов,
А.И. Попыкин, к.ф.-м.н., Р.А. Шевченко, С.А. Шевченко, к.т.н.
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

Введение

В статье проведены результаты анализа более 500 экспертных заключений, разработанных в ФБУ «НТЦ ЯРБ» по заданиям Ростехнадзора в рамках процедуры лицензирования объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и выполняемых на них видов деятельности. Результаты этого анализа позволили получить общую картину состояния верификации ПС, используемых при обосновании безопасности ОИАЭ в 2015 г.

Отмечаемые при экспертизе замечания к ПС сгруппированы в тематические подразделы, соответствующие основным типам ОИАЭ. В первом подразделе представлены результаты анализа экспертизы безопасности АЭС с ВВЭР, во втором – АЭС с канальными реакторами (РБМК и ЭГП-6), в третьем – АЭС с БН, в четвертом – прочих ОИАЭ.

Указанные в замечаниях недостатки, как правило, связаны с недостаточной обоснованностью применения ПС (применение неверифицированных и неаттестованных ПС, использование ПС за пределами верифицированной и аттестованной области применения, использование ПС без анализа погрешностей результатов расчетов и т.д.).

1. АЭС с реакторами ВВЭР

1.1. Режимы нормальной эксплуатации, переходные и аварийные режимы

В части проведения стационарных расчётов необходимо отметить, что замечания в основном касались использования устаревших ПС, верификация которых проводилась 10 – 15 лет назад, при этом некоторые из этих ПС (или результаты верификации этих ПС) уже не соответствуют современному состоянию энергоблоков. Так, например, при экспертизе безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС и энергоблока № 1 Балаковской АЭС в период их дополнительного срока эксплуатации, энергоблока № 2 Балаковской АЭС в связи с его модернизацией, энергоблока № 1 Калининской АЭС при проведении научно-исследовательских работ на энергоблоке, а также при анализе откорректированного ПООБ Нововоронежской АЭС-II отмечалось, что для расчетов нейтронно-физических и тепло-гидравлических характеристик РУ использовались ПС «ТВС-М» (версия 1.2), «БИПР-7А» (версия 1.3), «ПЕРМАК» (версия 1.3), «ПУЧОК-1000», «ТИГР-1» и «NOSTRA», срок действия аттестационных паспортов кото-

рых истек. При этом необходимо отметить, что многие энергоблоки с ВВЭР-1000 переведены в режим эксплуатации на повышенном уровне мощности и с полугодичным межремонтным интервалом, для чего в промышленную эксплуатацию введены новые типы ТВС – с удлинённым топливным столбом, повышенным обогащением по ^{235}U и увеличенным количеством твэгов, содержащих до 8 % гадолия. Указанные изменения должны быть учтены при верификации указанных ПС.

При проведении на секции № 1 Совета по аттестации ПС экспертизы материалов, обосновывающих возможность продления срока действия аттестационного паспорта ПС «ТИГР-1» отмечалось (протокол № 47 заседания секции № 1 от 04.06.2013), что применимость ПС для современных топливных циклов не подтверждена результатами верификации. Замечания в отношении возможности продления срока действия аттестационного паспорта ПС «ПУЧОК-1000» относились как к содержанию верификационного отчета (в частности, в отчете отсутствует описание математической модели ПС, не приведены решаемые в ПС уравнения и используемые замыкающие соотношения; отсутствует обоснование расчёта локальных параметров), так и к устаревшей верификационной базе, использовавшейся для обоснования расчетной модели. Погрешности расчета критического теплового потока (далее КТП) для неравномерного высотного распределения энерговыделения, равные 0,6 % и 6,9 % соответственно, были получены для корреляции АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» (Безрукова Ю. А.) на малой выборке экспериментальных данных (2 экспериментальных пучка) для одного типа аксиального профиля энерговыделения, недостаточной для обоснования погрешности расчета КТП. Указанная погрешность определения КТП находится в противоречии со значением $s = 13,1\%$, полученным для корреляции АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» на основе обработки широкого массива экспериментальных данных по критическим тепловым потокам. Кроме того, ПС «ПУЧОК-1000» идентично по назначению и области применения ПС «ТИГР-СП», в аттестационном паспорте № 209 от 15.12.2005 которого установлено значение среднеквадратичной погрешности расчета КТП в 13,1 %. Таким образом, значения погрешностей расчета критического теплового потока с помощью ПС «ПУЧОК-1000» не обоснованы и не подтверждены имеющимися в отрасли современными экспериментальными данными. Указанные замечания обсуждались на заседании секции № 2 Совета по аттестации ПС (протокол заседания от 27.11.2015 № 48/с2), на котором было принято решение о необходимости обоснования для ПС «ПУЧОК-1000» величин погрешности расчета критического теплового потока с учетом экспериментальных данных, полученных после 1998 г. (год написания верификационного отчета ПС «ПУЧОК-1000»).

Наиболее многочисленными и существенными были замечания к использованию реализованной в ПС «ATHLET» (аттестационный паспорт от 17.04.2014 № 350) точечной модели кинетики, не позволяющей учитывать переходные процессы отравления ксеноном и самарием, в том числе при анализе режимов участия в общем первичном регулировании частоты энергосистемы и нормированного регулирования частоты энергосистемы. Кроме того, динамическая устойчивость РУ, например, в режиме ОПРЧ, выполнялась с использованием ПС «БИПР-7А» (аттестационный паспорт от 18.03.2015 № 241.1), которое применялось за рамками аттестационной области его применения. Недостатки анализов безопас-

ности, связанные с некорректным использованием ПС «ATHLET» и «БИПР-7А», отмечались в замечаниях к обоснованиям безопасности энергоблоков № 1 – 4 Балаковской АЭС, энергоблока № 1 Кольской АЭС, энергоблоков № 3 – 4 Калининской АЭС и энергоблока № 4 Нововоронежской АЭС.

При обосновании безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР неоднократно применялся комплекс программ «КАСКАД», в который помимо аттестованных ПС «ТВС-М», ПС «БИПР-7А» и ПС «ПЕРМАК» входят и другие программные средства. Комплекс программ «КАСКАД» не аттестован. О необходимости обоснования применимости комплекса указывается в заключении о безопасности эксплуатации энергоблока № 2 Балаковской АЭС в связи с проведением опытно-промышленной эксплуатации ТВС-2М с профилированными твэгами, а также в заключении о безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Калининской АЭС в третьей топливной кампании с межремонтным периодом продолжительностью более 12 месяцев.

При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в 22 топливной кампании продолжительностью 15,9 месяца отмечено расхождение результатов расчётов по аттестованному ПС «БИПР-7А» с экспериментальными данными. При экспертизе безопасности сооружения энергоблока № 3 Ростовской АЭС было отмечено, что при расчете нейтронно-физических характеристик активной зоны, в частности, расчете эффективности ОР СУЗ, принятые в ПООБ погрешности расчета были меньше величины погрешности, установленной в аттестационном паспорте ПС «БИПР-7А». Аналогичное замечание было сделано в отношении обоснования безопасности сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2.

При анализе аварий с изменением реактивности и с нарушением теплоотвода от активной зоны продолжилось необоснованное использование связки программ «ATHLET/ВІРР-ВВЭР» и «ATHLET/БИПР8КН». Замечания о недопустимости указанных ПС без должного обоснования и верификации отмечались и ранее. Результаты верификации этих расчетных моделей не передавались в Ростехнадзор, а указанные связки различных версий программ «ATHLET» и «БИПР» не аттестованы в установленном порядке. В 2015 г. на это обстоятельство указывалось при экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока эксплуатации и в связи с внедрением режима общего первичного регулирования частоты.

Еще одним неаттестованным ПС, применявшемся для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР, является ПС «ОКБМИКС», которое использовалось для расчета граничных условий по теплоотдаче при анализе динамической устойчивости энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации.

Качество представления результатов расчетов тех или иных аварий или переходных режимов энергоблоков в представляемых для лицензирования документах зачастую имеет серьезные недостатки даже при использовании верифицированных и аттестованных ПС. К таким недостаткам стоит прежде всего отнести не полное представление информации о самом расчете или о его результате. На первый взгляд такие замечания носят редакционный характер, однако отсутствие такой информации не позволяет провести всесторонний анализ расчетного обоснования, а также провести поверочный расчет и тем самым подтвердить коррект-

ность сделанных Заявителем выводов. Например, в обосновании безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока не приведены расчётные (нодализационные) схемы для ПС, с помощью которых выполнялись расчётные исследования, не приведено обоснование упрощений и допущений, принятых при моделировании проектных аварий. В этом же обосновании безопасности Заявитель использует ПС, позволяющее проанализировать пространственные возмущения, вызванные разрывом паропровода на одной петле. Однако результаты расчета представлены исключительно интегральными параметрами, а изменение локальных параметров представлено только по высоте активной зоны.

При анализе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации для выполнения расчетного анализа аварии "разрыв паропровода" использовано ПС «ТРАП-КС». Однако Заявитель не поясняет использована ли модель трехмерной нейтронной кинетики для выполнения анализа данной аварии. В качестве результатов анализа приведены только интегральные параметры. Кроме того, в ряде расчетных анализов отмечено, что использовалось ПС «ТРАП-КС» для учета пространственных эффектов. При этом не указано, какое из двух ПС, входящих в состав ПС «ТРАП-КС» использовались ПС «ДИНАМИКА-97» или ПС «ТЕЧЬ-М-97». Отсутствовала так же расчетная схема реактора и активной зоны для проведения совместных расчетов с трехмерной нейтронной кинетикой.

Еще одним недостатком представления результатов обоснований безопасности является отсутствие анализа неопределенностей расчетной модели и погрешностей результатов расчетов. Так, например, при обосновании безопасности энергоблока № 4 Калининской АЭС в связи с проведением опытно-промышленной эксплуатации на мощности 104 % не проведена оценка погрешности расчета флюенса быстрых нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ на корпусе реактора, а также не оценен вклад этой погрешности в прогнозную оценку ресурса корпуса реактора.

В замечаниях отмечается отсутствие информации об использованных для обоснования безопасности ПС. В заключении о безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Калининской АЭС в связи с проведением опытно-промышленной эксплуатации на мощности 104 % отмечалось, что ссылки на ПС, применявшиеся при проведении стационарных теплогидравлических расчетов, в документах Заявителя отсутствуют. В описании анализа ЗПА с разрывом трубопровода продувки за пределами защитной оболочки, выполненного в рамках обоснования безопасности сооружения энергоблока № 3 Ростовской АЭС, отсутствует информация об использованном ПС, сведения об аттестации этого ПС, а также использованная для проведения расчетов нодализационная схема. При обосновании безопасности вывода из эксплуатации энергоблоков № 1 и № 2 Нововоронежской АЭС «реальные и прогнозные метеорологические условия уточняются в момент проведения расчетов на специальном ПО», при этом «уровни загрязнения радионуклидами на границах рассчитанных зон при заданных метеорологических условиях являются результатом расчета ПО противоаварийного реагирования». Однако каких-либо сведений об этих ПС в обосновывающих документах не представлено.

Еще одной проблемой обоснований безопасности является применение для расчетов устаревших ПС. При обосновании безопасности дополнительного срока эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС использовались ПС «УНИРАСОС» и «РАГУ». ПС «УНИРАСОС» – четырехгрупповой нейтронно-физических расчет $K_{эфф}$ и выгорания в однородных топливных решетках с H_2O . ПС «РАГУ» предназначена для расчета одногрупповых эффективных граничных условий на границе активной зоны и отражателя. Обе программы разрабатывались в 60-х годах прошлого века и имеют современные аналоги. При этом применимость этих ПС для расчетов обоснования безопасности, а также оценка погрешностей расчетов Заявителем не проводились.

1.2. Процессы в защитной оболочке

Основные замечания к обоснованности расчетных методик, использовавшихся для анализа процессов в защитной оболочке, были связаны с моделированием работы рекомбинаторов водорода. В настоящее время в отрасли используются два аттестованных ПС, моделирующих процессы в защитной оболочке – ПС «Ангар» (АО «Атомэнергопроект») и ПС «Купол-М» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и АО «АТОМПРОЕКТ»). В первом ПС модель рекомбинаторов не верифицировалась (т.е. эта возможность ПС выходит за рамки обоснованной области применения ПС), во втором – модель рекомбинаторов в качестве исходных данных требует задания производительности рекомбинатора. Однако при проведении расчетов в обосновании безопасности конкретных энергоблоков Заявители не представляют и не обосновывают принятые в расчетном анализе характеристики рекомбинаторов водорода, что не позволяет сделать обоснованный вывод относительно адекватности моделирования рассматриваемого процесса. Кроме того, в обоих ПС при проведении расчетов не учитывается работа струйно-вихревого конденсатора, определяющего особенности изменения концентраций компонентов парогазовой среды в ГО РУ, а также отсутствует возможность расчетного моделирования горения и взрыва водорода (для этого используются другие ПС), в результате которого определяются динамические нагрузки на строительные конструкции. Замечания к верификации ПС, применяемых для обоснования водородной взрывобезопасности, а также моделирования процессов горения и взрыва водорода с учетом работы струйно-вихревого конденсатора, были отмечены в заключениях о безопасности энергоблоков № 1 и № 4 Кольской АЭС, энергоблоков № 3 и № 4 Нововоронежской АЭС, энергоблока № 1 Балаковской АЭС.

1.1.3. Радиационная безопасность

Замечания к расчетным анализам радиационной безопасности, как правило, имеют широкий разброс – от замечаний к моделированию выхода продуктов деления из топлива до замечаний к расчетам выбросов ПД в атмосферу.

Так, например, в заключении о безопасности сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2 отмечалось, что при проведении расчетов количества активированных продуктов коррозии на поверхностях оборудования первого контура РУ использовалось ПС «COTRAN». Однако верификация этого ПС для проведения расчетов в условиях наличия подкипания теплоносителя на поверхности твэлов и при маневренном режиме не проводилась.

В заключении о безопасности эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока было отмечено следующее замечание. При расчете выброса ПД через паросбросные устройства вто-

рого контура Заявитель принимает, что капельный унос влаги равен проектной величине содержания влаги в паре на выходе из ПГ – 0,2 %, а при расчетах выбросов радионуклидов из конденсатора турбины (через БРУ-К) коэффициент конденсации принят равным 10^{-2} для радионуклидов йода и цезия. Это, по мнению эксперта, свидетельствует об отсутствии обоснованной и верифицированной методики расчета выброса ПД через паросбросные устройства второго контура.

1.1.4. Тяжелые запроектные аварии

При проведении экспертизы безопасности одним из часто встречающихся недостатков анализов запроектных аварий, приводящих к тяжелому повреждению топлива, являлось проведение моделирования аварии только для внутрикорпусной фазы. При этом в замечаниях отмечалось, что в используемых для анализа ПС отсутствует или не верифицирована возможность моделирования взаимодействия расплава топлива с бетоном и, соответственно, возможность расчета генерации неконденсируемых горючих газов. Применение ПС, не обладающих возможностью учета генерации неконденсируемых газов, отмечалось в замечаниях и к анализам внутрикорпусной стадии аварий. Таким образом, перечисленные выше замечания свидетельствуют о том, что в обосновании безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС, энергоблоков № 1 и 2 Нововоронежской АЭС-2, энергоблока № 3 Ростовской АЭС, энергоблока № 1 Балаковской АЭС не показано, что герметичное ограждение (ГО) будет выполнять свои функции в полном объеме при рассматриваемых ЗПА.

Кроме того, при проведении анализов использовались неаттестованные ПС «СОКРАТ/2В», «Melcor», «Cocosys» и «Condru».

Расчетное обоснование стратегий, лежащих в основе руководств по управлению тяжелыми авариями, руководств по управлению запроектными авариями, инструкций по ликвидации тяжелых аварий и симптомно-ориентированных инструкций также выполняется с применением ПС. При экспертизе безопасности основным замечанием являлось отсутствие аттестации этих ПС по установленным процедурам.

Чаще всего для расчетного обоснования использовалось ПС «BISTRO». Замечания об отсутствии верификации этого ПС отмечались при анализе обоснований безопасности энергоблоков № 1 – 4 Кольской АЭС и энергоблоков № 3 и 4 Нововоронежской АЭС. Помимо невыполнения требований о необходимости применения обоснованных и верифицированных ПС для анализов безопасности, эксперты также отмечали и конкретные недостатки ПС «BISTRO», не позволяющие использовать его для расчетного обоснования РУТА и РУЗА. К указанным недостаткам, в частности, относится то, что в ПС «BISTRO» моделируется одна форма йода (аэрозольная) – CsI и отсутствует возможность моделирования поведения соединений йода (молекулярного и органического), что может привести к некорректным выводам по результатам расчетов из-за неучета повторного выхода йода в газовую фазу, например, за счет выхода из капель разбрызгиваемого спринклерного раствора. Кроме того, в ПС «BISTRO» не моделируется проход парогазовой смеси через барботажные тарелки. При этом Заявитель не оценивает влияние отсутствия моделирования данного процесса на результаты анализа.

Аналогичные замечания о применении для расчетного обоснования РУТА и РУЗА неаттестованных кодов «COCOSYS» и «CONDRU» были сделаны при

экспертизе безопасности энергоблоков № 1 – 4 Кольской АЭС и энергоблока № 2 Ростовской АЭС.

Целый ряд замечаний касался некачественного представления расчетного обоснования процедур, заложенных в РУТА и РУЗА. В частности, не приводятся балансные соотношения, отсутствуют описания расчетных схем и методик расчета, не приводятся сведения об аттестации применяемых ПС.

1.1.6. Обращение с топливом

К недостаткам расчетных обоснований обращения с топливом и РАО относятся:

- отсутствие сведений о методиках и ПС, использованных для расчетов;
- приведение результатов расчетов без анализа неопределенностей расчетной модели и без учета погрешностей результатов расчетов;
- применение ПС за пределами верифицированной области применения.

Замечания, относящиеся к первой группе, наиболее многочисленны. Они были отмечены в отношении обоснований безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС, энергоблока № 1 Балаковской АЭС, хранилища твердых радиоактивных отходов для временного хранения контейнеров с радиоактивными отходами Нововоронежской АЭС.

Вторая группа замечаний была сделана в отношении ПС «Зенит-95» и «САПФИР-2006». При использовании ПС «Зенит-95» (для расчетов температуры оболочек твэлов транспортируемых ОТВС) не были приведены количественные оценки, подтверждающие, что использованные Заявителем методики расчетов обеспечивают консервативный подход, а также не были приведены оценки погрешности. При использовании ПС «САПФИР-2006» для расчетов значения $K_{эф}$ не учтена систематическая погрешность расчетов.

К третьей группе относятся два замечания, сделанные в отношении ПС «RELWWER», которое использовалось при расчете накопления ПД в теплоносителе и под оболочкой твэлов. ПС «RELWWER» аттестовано, однако область его верификации ограничивается значением выгорания 43 МВт сут/кг урана. Современные топливные циклы АЭС с ВВЭР позволяют достигать значительно больших глубин выгорания, однако точность расчетов по ПС «RELWWER» при повышенной глубине выгорания результатами верификации не подтверждена. Это отмечалось в замечании к обоснованию безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока эксплуатации и в замечании к обоснованию безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации. Необходимо отметить, что в настоящий момент на экспертизе в секции № 3 Совета находится новая версия ПС – «RELWWER-UNI», верификация которой проведена для повышенных глубин выгорания. Однако до настоящего момента указанная версия ПС не аттестована.

1.1.7. Расчеты строительных конструкций

Анализ надежности строительных конструкций ОИАЭ строится в том числе на расчетном моделировании поведения этих конструкций при различных воздействиях. Верификации ПС, применяемых для расчетов устойчивости зданий и сооружений с учетом устройства грунтовой толщи обладает целым рядом особенностей. Однако при экспертизе безопасности строительных конструкций АЭС с ВВЭР неоднократно выявлялось применение неаттестованных ПС.

Выполненные при обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации расчеты спектральных характеристик колебаний проводились по неаттестованному ПС «NERA». Расчёты сейсмических воздействий при местном землетрясении уровня МРЗ при обосновании безопасности сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2 выполнялись с помощью ПС «ASYNT». Результаты ее верификации не представлялись в Совета по аттестации ПС при Ростехнадзоре, ПС не аттестовано.

Целый ряд расчетов в обоснование безопасности эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока, таких как оценка прочности ЗО, расчеты зданий и сооружений энергоблока с учетом внешних воздействий, обоснование прочности, устойчивости вспомогательного спецкорпуса энергоблока, были представлены без указания ПС, по которым они были выполнены. Несущая способность строительных конструкций защитной оболочки на воздействие ПА + МРЗ и на воздействие при ЗПА обосновывалась с применением ПС «Precont – Sobef». При этом погрешность расчётов по этому ПС не указана. Поскольку анализ результатов расчётов показал, что в точке 19,076 м защитной оболочки достигаются предельные значения прочности, то ввиду имеющейся погрешности расчётов несущую способность строительных конструкций защитной оболочки эксперты признали необоснованной с учетом консервативного подхода.

1.1.8. Прочность систем и элементов АС

Неаттестованные ПС применялись для следующих расчетов прочности систем и элементов АЭС с ВВЭР: (1) расчеты трубопроводов системы охлаждения турбинного отделения энергоблока № 2 Калининской, (2) оценка флюенса нейтронов и повреждающей дозы на ВКУ и опорных конструкциях корпуса реактора, выполненные с использованием ПС DOT_III при обосновании безопасности энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации.

Аналогичное замечание было сделано в отношении расчетов плотности радиационных энерговыделений в выгородке и шахте внутрикорпусной. ПС «MARC», использованный для расчетов температурных полей в корпусе реактора энергоблока № 1 Ростовской АЭС, не аттестован. Расчет изменения напряжений в критических точках оборудования и трубопроводов РУ энергоблока № 1 Калининской АЭС и последующая оценка накопленного усталостного повреждения выполнены с использованием неаттестованного ПС САКОР-338.

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Кольской АЭС в связи с проведением работ по модернизации систем энергоблока сведения о расчетах оборудования и трубопроводов 1-го контура реакторной установки и о результатах верификации соответствующих ПС не приведены. Аналогичное замечание было сделано в отношении обоснования прочности опорных конструкций реактора, ПГ, КД и ГЦНА энергоблока № 3 Ростовской АЭС – не приведены результаты расчетов на статическую и циклическую прочность, по учету сейсмических и динамических воздействий, а также не указаны аттестованные в установленном порядке ПС.

При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации в замечаниях отмечено использование ПС, не соответствующих достигнутому уровню развития науки, техники и производства. В частности, расчет вероятности разрушения корпуса реактора

проводился с использованием разработанного в 1991 г. ПС «МАВР 2.1». Указанное ПС устарело в части методов расчета вероятности хрупкого разрушения. Кроме того, указанное ПС предназначено только для расчетов вероятности разрушения цилиндрических сосудов, и вероятность разрушения таких элементов корпуса реактора, как эллиптическое днище, зона патрубков, крышка, разъем, не может быть рассчитана с помощью ПС «МАВР 2.1».

1.1.9. Вероятностные анализы безопасности

Единственным ПС расчётов ВАБ, в отношении которого отмечались замечания при экспертизе безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР - ПС «Risk Spectrum PSA», которое было аттестовано в 2003 году, т.е. аттестационный паспорт был оформлен более 10 лет назад (то есть превышен предельный срок действия аттестационного паспорта, установленный в РД-03-33-2008 «Инструкция об организации проведения экспертизы программных средств, применяемых при обосновании и (или) обеспечении безопасности объектов использования атомной энергии»). Кроме того, в настоящее время для обоснования безопасности используется новая версия ПС, обладающая рядом новых неаттестованных расчетных функций. Замечания о применении неаттестованной версии ПС «Risk Spectrum PSA» отмечались при экспертизе безопасности энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации.

Кроме того, при экспертизе безопасности сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2 были сделаны замечания к расчетам показателей надежности элементов систем – качественный анализ и расчеты показателей надежности системы, выполненные на основании указанных показателей надежности элементов, результаты расчета, а также информация о расчетных программах не представлены.

1.1.10. ПС в составе управляющих систем и в тренажерах

В соответствии с требованиями п 2.4.15 НП-082-07 «Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» программные и программируемые средства, используемые в УСНЭ и УСБ, должны быть верифицированы. В связи с широким развитием компьютерных технологий таких ПС в практике эксплуатации ОИАЭ становится все больше. При этом сами ПС становятся все сложнее и помимо различных функций контроля и управления в ПС включаются и функции по расчетному моделированию различных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов. Примером является ПО «СВРК», которое помимо обработки измеряемых сигналов внутриреакторных датчиков, используется для расчетов потвального поля энерговыделения по показаниям ДПЗ и для расчета запаса до кризиса теплообмена. Указанные функции ПО «СВРК» по своей сути аналогичны расчетным моделям, заложенным в ПС обоснования безопасности, поэтому эти возможности ПО должны быть не только верифицированы в соответствии с требованиями п 2.4.15, но и аттестованы в соответствии с требованиями п. 2.1.15 НП-082-07.

Применяемые при эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР программное обеспечение не всегда соответствует требованиям п.п. 2.1.15 и 2.4.15 НП-082-07. Так, например, при экспертизе безопасности энергоблока № 3 Балаковской АЭС отмечалось, что ПО «ИВС/СППБ» и «КСО» не верифицировано. При экспертизе безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС (в период дополнительного срока) и энергоблока № 1 Балаковской АЭС отмечалось, что ПО «ПТК СВРК-М» не

верифицировано, а его точностные характеристики не подтверждены соответствующим обоснованием. В документах, обосновывающих безопасность сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2, не приведена информация о верификации ПС, обеспечивающих функционирование СКУД и программного обеспечения программируемых средств в составе систем контроля состояния физических барьеров. При экспертизе безопасности энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации, энергоблока № 3 Ростовской АЭС и энергоблока № 1 Калининской АЭС в замечаниях отмечалось, что для подтверждения точностных характеристик системы аварийной защиты (в части контроля энергораспределения по АКНП и реактивности по КТСК) используемые программируемые и программные средства должны быть верифицированы. При обосновании безопасности продления срока эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС не были представлены сведения о верификации и аттестации ПО «УСБТ», предназначенного для выполнения информационных и управляющих функций. А при обосновании безопасности модернизации энергоблока № 2 Балаковской АЭС не представлены сведения о верификации программного обеспечения, используемого в модернизированных средствах СГИУ.

2. АЭС с канальными реакторами

2.1. Режимы нормальной эксплуатации, переходные и аварийные режимы

Обоснование безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока было выполнено с использованием неаттестованного ПС «СТЕПАН-БВ», применявшегося для расчёта эффективного коэффициента размножения БВ. Кроме того, результаты указанных расчетов приведены без анализа погрешностей. Для проведения теплогидравлических расчетов в обоснование дополнительного срока эксплуатации энергоблока № 4 Курской АЭС использовались неаттестованные ПС «STAR-CD» (расчет коэффициентов гидравлических сопротивлений и перепадов давления на участках трубопроводов СЗРП), ПС «COCOSYS» (расчетная оценка пропускной способности СЗРП) и ПС «SQUIRT» (расчет расхода двухфазной пароводяной среды). Для расчетного моделирования реактивностных аварий при работе реактора энергоблока № 2 Смоленской АЭС использовалась неаттестованная версия ПС «SADCO» – «SADCO.REA». Кроме того, обоснование безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Курской АЭС в условиях формоизменения графитовой кладки после ППР-2015 в части расчета нейтронно-физических характеристик РУ выполнялось с применением «доработанной» версии ПС «SADCO». Однако методика выполнения прогноза в обосновывающих материалах не описана, а «доработанная» версия ПС «SADCO» не аттестована для расчетов в условиях деформации графитовой кладки.

Оценки радиационных последствий проектных аварий, включая оценку выхода продуктов деления из зазора твэлов в атмосферу ЦЗ, расчеты распространения радиоактивных веществ в атмосфере, оценку доз облучения населения, расчеты предельной концентрации радионуклидов в продуктах питания, выполнялись при обосновании безопасности энергоблоков № 1 – 2 Смоленской АЭС, энергоблока № 2 Ленинградской АЭС, № 4 Курской АЭС с использованием ПС «RET(TR)», «REFP», «ПЕРЕНОС-ДОЗА», «FOOD». При этом Заявителем не выполнена верификация этих программных средств во всем диапазоне их применения и не показана консервативность методов, использованных при анализе без-

опасности. Указанные ПС не аттестованы в установленном. Анализ радиационных последствий запроектной аварии с осушением приреакторного БВ энергоблока № 2 Смоленской АЭС выполнялся с применением ПС «CHAIN» и «MCNP». ПС «CHAIN» используется для расчетов изотопного состава топлива РБМК, а ПС «MCNP» используется для расчета нейтронных спектров в топливе, с помощью которых формируется библиотека сечений для ПС «CHAIN». Обе этих программы не аттестованы для проведения подобных расчетов.

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблоков № 1 – 4 Билибинской АЭС в связи с увеличением проектной вместимости приреакторного бассейна выдержки БВ-3 использованы неаттестованные ПС «Ядерный калькулятор ЭГП-6», «MICROSHIELD» и «ORIGEN». Подтверждение применимости и результаты верификации указанных ПС Заявителем не представлены.

При анализе запроектных аварий также использовались неverified и неаттестованные ПС. При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Смоленской АЭС в замечаниях было отмечено, что расчётный анализ ЗПА с полным обесточиванием энергоблока выполнен с помощью неаттестованных версий ПС «RELAP5/mod3.3gl» и ПС «STEPAN-T». При этом в ПС «STEPAN-T» анализ процессов в реакторе на поздней стадии аварии выполняется на основе трёхмерной теплогидравлической модели реактора с использованием нодального метода решения уравнения теплопроводности. Указанные метод и модель не были аттестованы для расчёта тяжёлой аварии с повреждением реактора РБМК-1000. Кроме того, расчёты запроектной аварии с пробоем облицовки БВ для пениального хранения ОТВС и осушения БВ при уплотнённом беспениальном хранении ОТВС, также выполнены с использованием неаттестованных ПС «STEPAN-БВ» и ПС «MCNP4B». Неаттестованная трёхмерная нодальная модель реактора и окружающих его металлоконструкций применялась при расчётном анализе температуры разогрева реактора и характерных времён повреждения элементов активной зоны на поздней стадии ЗПА для энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока эксплуатации.

Выполнение требований ФНП о применении аттестованных ПС для анализа безопасности не снимает с расчетчиков ответственности по анализу неопределенностей расчетных моделей и погрешностей результатов расчетов, используемых для обоснования безопасности. Особенно остро проблема оценки погрешности стоит в том случае, когда полученное по ПС значение расчетного параметра лежит достаточно близко к минимальному нормативному значению. Так, например, при экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Ленинградской АЭС в связи с выполнением работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки реактора было отмечено, что значение подкритичности разогревого до 140 °С состояния реактора, полученное по ПС «MCU-REA» – 2,58 %, достаточно близко к минимальному нормативному значению, установленному в п. 4.19 НП-082-07 – 2 %. При этом оценка погрешности результатов расчетов Заявителем проведена не была. Погрешность расчетов по ПС «MCU-REA» не учитывалась и при проведении расчетов эффективности АЗ с водой или без воды в КОСУЗ, а также эффекта обезвоживания КОСУЗ в подкритическом состоянии, выполненных при обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Курской АЭС в связи с проведением работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки реактора в 2015-2016 гг.

Погрешность результатов расчетов не была проанализирована и в обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 2 Смоленской АЭС в период дополнительного срока при проведении нейтронно-физических расчетов по ПС «SADCO». Обоснование безопасности эксплуатации энергоблоков № 1 – 4 Билибинской АЭС в связи с увеличением проектной вместимости приреакторного бассейна выдержки БВ–3 также выполнено без необходимого анализа погрешностей расчетных анализов безопасности. В обосновывающих документах не приведены сведения об используемых для анализа безопасности при проектных авариях ПС, не показано, каким образом учтены погрешности определения $K_{эфф}$ и допуски на изготовление ЯТ и пеналов.

Анализ переходных режимов РУ энергоблока № 2 Курской АЭС в связи с проведением модернизации выполнялся с использованием ПС «RELAP5/mod 3.2». ПС «RELAP5/mod 3.2» было аттестовано для проведения расчетов РУ с РБМК, однако учитывая недостатки верификации, срок действия аттестационного паспорта был ограничен тремя годами, а в условиях действия паспорта была отмечена необходимость проведения дополнительных экспериментальных исследований, направленных на подтверждение применимости ПС. По окончании срока действия указанного паспорта разработчик верификационного отчета (АО «НИКИЭТ») представил в Совет дополнительные верификационные материалы, обосновывающие применимость программы с учетом новых экспериментальных данных, полученных на стенде ПСБ-БРМК.

Для канальных реакторов актуальны проблемы обоснованности расчетных методик, применяемых для анализов водородной взрывобезопасности. При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока было отмечено, что для расчетов водородной взрывобезопасности (расчеты скорости поступления водорода в помещения, распределения водорода в объемах помещений) в герметичных помещениях СЛА использовалось ПС «АНГАР», которое не аттестовано для проведения таких расчетов. Кроме того, расчет источников водорода в реакторе и конденсации пара в среде неконденсируемых газов помещений СЛА выполнялся с применением ПС «RELAP5/mod3.3», которое также не аттестовано для проведения таких расчетов.

2.2. Расчеты строительных конструкций, прочность систем и элементов АС

Материалы, обосновывающие безопасности энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока и энергоблока № 1 Смоленской АЭС, не содержали информации о расчетных методиках и ПС, применявшихся для расчёта зданий и сооружений энергоблоков с учётом внешних воздействий, включая информацию о верификации и аттестации указанных ПС. Обоснование прочности и устойчивости реконструируемого здания 460 Ленинградской АЭС также не содержало сведений об использованных для расчетов ПС, включая сведения о результатах верификации и аттестации этих ПС.

Расчеты температурных полей, а также максимальной температуры графитового блока, проведенных при обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Ленинградской АЭС в связи с выполнением работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки реактора, а также энергоблока № 2 Смоленской АЭС в период дополнительного срока, выполнялись с применением аттестованного ПС «ANSYS». Однако результаты этих расчетов не были представлены надлежащим образом, в частности не были учтены погрешности расче-

тов температурных полей, поэтому консервативность представленных обоснований не подтверждена.

Расчеты прочности для НК и ВК, выполненные с применением ПС «Fracture 1.0» при обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Смоленской АЭС, ввиду большого количества врезок трубопроводов Ду300 и Ду800 из-за разных коэффициентов теплового расширения аустенитных заварок и основного металла трубопровода и большой пластичности металла аустенитных заварок и его большого вклада в поглощение энергии при раскрытии трещины были признаны экспертами некорректными. ПС не позволяет учитывать указанные особенности и потому применено за пределами верифицированной области применения.

Еще одним примером применения ПС за пределами верифицированной области применения является расчетное прогнозирование деформации ГК энергоблока № 1 Курской АЭС, выполненное с помощью ПС «FEMGR». Применимость указанного ПС была подтверждена результатами верификации только для расчетов в условиях кратковременных (менее часа) статических и динамических воздействий на ГК при величине прогиба колонн не более 80 мм. Таким образом, применение ПС «FEMGR» было признано необоснованным.

Расчетное обоснование прочности резервных трубопроводов подачи воды от пожарных машин, мотопомпы и передвижной насосной установки к бассейнам выдержки (БВ-3, БВ-4) в контур охлаждения системы управления защитой и в систему основного циркуляционного контура в пределах главного корпуса энергоблоков № 1-4 Билибинской АЭС, в том числе в условиях запроектных аварий, проведен с использованием ПС «АСТРА-АЭС'2011». ПС «АСТРА-АЭС'2011» является развитием аттестованного ПС «АСТРА-АЭС'2009», однако обоснование изменений, внесенных в новую версию, не подтверждено результатами верификации и аттестации новой версии ПС. Кроме того, обоснование безопасности энергоблока № 1 Билибинской АЭС не содержало сведения об использованных ПС для анализа сейсмостойкости с учетом искривления графитовых колонн и их дискретности, и не подтверждена применимость этих ПС для указанного анализа с помощью верификации и аттестации.

2.4. ПС в составе управляющих систем

Как и в случае РУ с ВВЭР, в практику эксплуатации РУ с РБМК все больше внедряется программное обеспечение, выполняющее функции по расчетному моделированию различных нейтронно-физических и теплогидравлических явлений в процессе эксплуатации энергоблока. В соответствии с требованиями п. 2.1.15 и 2.4.15 НП-082-07 такие программные и программируемые средства, используемые для обеспечения безопасности, должны быть не только верифицированы, но и аттестованы. Однако при экспертизе безопасности до сих пор отмечаются замечания в отношении используемого на энергоблоках не верифицированного ПО.

На энергоблоках № 3 – 4 Ленинградской АЭС используется не верифицированный интегрированный пакет программ рабочей станции отображения СКП-К. Документы, обосновывающие безопасность эксплуатации энергоблока № 2 Смоленской АЭС в период дополнительного срока, не содержали информации о верификации используемого в РУ программном обеспечении компьютерных компонентов ИИС «Скала микро» и ПС в составе КСКУЗ. Аналогичное замечание

отмечалось и в отношении обоснования безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока.

3. АЭС с реакторами БН

3.1. Режимы нормальной эксплуатации, переходные и аварийные режимы

В части проведения нейтронно-физических расчётов для реакторов на быстрых нейтронах были сделаны замечания, касающиеся использования ПС «JARFR» (аттестационный паспорт от 09.10.2012 № 315). Так, например, при оценке безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с продолжением облучения экспериментальных ТВС и размещением в активной зоне для облучения ЭТВС-10, 11 отмечалось, что для расчетов нейтронно-физических РУ использовалось ПС «JARFR», область применения которого не аттестована для расчета БН-600 с загрузкой ЭТВС с нитридным топливом. Заявителем представлены дополнительные верификационные материалы, разработанные с учетом результатов экспериментов на критических сборках со вставками из нитридного топлива стенда БФС. Результаты дополнительной верификации подтвердили значения погрешностей расчетов, приведенных в аттестационном паспорте ПС для оксидного топлива, однако само ПС не прошло процедуру аттестации.

При оценке обоснования безопасности ввода в эксплуатацию после сооружения энергоблока № 4 Белоярской АЭС по результатам нейтронно-физических и теплогидравлических испытаний на подэтапах Б-1 и Б-2 отмечалось, что оценки погрешности расчета эффективности для одиночных РО СУЗ, равная 15 %, и для групп РО СУЗ при проведении измерений, равная 21 ÷ 66 %, не соответствуют принятой в проекте погрешности расчета эффективности РО СУЗ (7 %) и погрешности расчета эффективности РО СУЗ, полученной с использованием ПС «JARFR» (6 %). В связи с этим было рекомендовано в расчетах последующих загрузок, проводимых с помощью ПС «JARFR», использовать фактические погрешности расчетов этого ПС, которые, по результатам измерений, оказались значительно больше погрешности, указанной в аттестационном паспорте ПС.

В части проведения теплогидравлических расчетов реакторов типа БН замечания касались использования неаттестованных ПС и применения ПС за рамками верифицированной области применения ПС. При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС в связи с корректировкой проектной и эксплуатационной документации отмечалось, что для расчета изменения расхода питательной воды и давления на выходе из парогенератора, использовалось неаттестованное ПС «DYNMODVTI». При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС с активной зоной РУ БН-800, содержащей модернизированные ТВС, использовалось ПС «MIF-2» (аттестационный паспорт № 365 от 18.03.2015), при этом параметры проводимых с его помощью расчетов не соответствовали области допустимых параметров применения, установленных в аттестационном паспорте ПС. По уровню температуры оболочки твэла, равной 846°C, результаты проведенных расчетов выходили за область верификации ПС «MIF-2», указанной в аттестационном паспорте ПС ($T_{об} = 110 \div 750^\circ\text{C}$). Заявителем дополнительно была проведена верификация ПС «MIF-2» в большем диапазоне температур на жидкометаллическом стенде «б» АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», результаты проведенной верификации согласуются с экспериментальными данными в пределах точности экспериментальных данных, одна-

ко само ПС не проходило процедуру аттестации для таких диапазонов расчетных параметров.

ПС «ИРИС» не аттестовано, однако применялось для обоснования безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС в связи с корректировкой проектной и эксплуатационной документации для расчетно-теоретического прогнозирования скорости образования отложений продуктов коррозии в парогенераторе Н-272 со стороны водопарового тракта в условиях гидразинно-аммиачного ВХР третьего контура. На основании выполненных расчетов Заявителем делается вывод о том, что межпромывочный период эксплуатации ПГН-272 будет выше, чем на БН-600 от 3 до 5 раз, и что схема промывки парогенератора Н-272 должна включать пароперегреватель. При этом отмечается целесообразность доработки ПС «ИРИС» «до доступного применения» и необходимость проверки чувствительности результатов расчетов к исходным данным, определяющим процессы массопереноса и осаждения примесей на теплопередающие поверхности ПГ.

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС с активной зоной РУ БН-800, содержащей модернизированные ТВС, применялось ПС «DIN800» для моделирования переходного процесса, вызванного всплытием ПКР, срок действия аттестационного паспорта от 01.07.2004 № 176 которого истек. Кроме того, ПС не предназначено для расчета температуры и энтропии топлива.

3.2. Радиационная безопасность

Следующие ПС также не аттестованы: ПС «ORIGEN2», которое применялось для расчета радиационных характеристик, и ПС «SOURCES-4C» – для расчетов спектров нейтронного излучения. Указанные ПС использовались при обосновании: безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с реакторными испытаниями в активной зоне реактора БН-600 экспериментальных тепловыделяющих сборок РНАТ.506214.052, РНАТ.506214.043; безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с реакторными испытаниями в активной зоне реактора БН-600 экспериментальных тепловыделяющих сборок РНАТ.506214.042, РНАТ.506214.043, РНАТ.506214.039-01; безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с установлением норм хранения экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-8 и ЭТВС-9.

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС с активной зоной РУ БН-800, содержащей модернизированные ТВС, для расчета мощности дозы гамма-излучения от радионуклидов, выходящих в центральный зал или под колпак реактора, использовалось ПС «DORT» (аттестационный паспорт от 21.11.2013 № 342) с 38-групповой библиотекой фотонных констант, основанной на файлах оцененных ядерных данных ENDF/B-6. При этом ПС «DORT» не аттестовано для расчета радиационных последствий ННЭ.

3.3. Обращение с топливом

При безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с установлением норм хранения экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-8 и ЭТВС-9 расчетные данные по ядерной безопасности хранения ЭТВС-8, ЭТВС-9 на складе свежего топлива и по всему транспортно-технологическому тракту, получены по ПС «ММКФК-2», которое не аттестовано для расчета таких конфигураций и состояний. Согласно аттестационному паспорту от 02.11.2001

№ 134 ПС «ММКФК-2» верифицировано для уранового топлива с обогащением от 1,3 % до 7 % и от 62,4 % до 90 % по ^{235}U , а также для уран-плутониевого топлива с содержанием ^{239}Pu от 1,5 % до 6,6 % и только при температурах теплоносителя не более 50°C. Используемые в расчетах по ПС «ММКФК-2» параметры не соответствуют верифицированным диапазонам значений. При этом использованные в расчетах значения погрешностей расчетов $K_{\text{эфф}}$ ($0,454 \pm 0,001$; $0,857 \pm 0,001$; $0,950 \pm 0,001$) не соответствуют погрешностям, установленным в аттестационном паспорте ПС «ММКФК-2», которые, по крайней мере, на порядок больше величины 0,001.

3.4. Прочность систем и элементов

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с планируемым продлением облучения четырех опытных ТВС с оболочками твэлов из усовершенствованной стали ЭК-164ИД х.д. для расчета напряженно-деформированного состояния и радиационного формоизменения ТВС использовано ПС «ЗОНА-М», срок действия аттестационного паспорта которого истек 31.10.2012. Верификация ПС «ЗОНА-М» не соответствует достигнутому уровню развития науки, техники и производства, поэтому необходима разработка дополнительных верификационных материалов, что было отмечено на заседании секции № 4 (см. протокол заседания секции № 4 от 09 октября 2013).

4. Исследовательские ядерные установки и объекты ядерного топливного цикла

4.1. Радиационная безопасность

При экспертизе документов, представленных ФГУП «ПО «Маяк» на выдачу лицензии на эксплуатацию пункта хранения ядерных материалов (стационарных сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов), отмечено, что при оценке доз облучения населения использовалось ПС «Гарант-Универсал», которое не аттестовано в установленном порядке.

При обосновании безопасности эксплуатации ядерной установки АО «СХК» (сооружений, комплексов, установок Радиохимического завода, предназначенных для переработки облученных и необлученных урановых материалов с обогащением по изотопу уран-235 не более 5 %) не приведено описание методик расчета доз облучения работников (персонала) и населения, а также исходные данные для расчета, перечень ПС, использованных при оценке доз облучения работников (персонала) и населения, методов расчета, реализуемых в ПС, и их основные ограничения и допущения.

Аналогичное замечание отмечено и при экспертизе обоснования безопасности эксплуатации комплекса с исследовательским ядерным реактором ИВВ-2М ОАО «ИРМ».

При обосновании безопасности сооружения хранилища ядерных материалов, а также при обосновании безопасности «сухого» хранилища облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000, содержащих отработавшее ядерное топливо, для оценки доз облучения населения использовались не аттестованные в установленном порядке ПС «AEROS» и «RIZA».

При экспертизе документов, представленных в составе заявления ПАО «МСЗ» на внесение изменений в условия действия лицензии на обращение с ядерными материалами при их переработке, хранении и производстве ядерного топлива и использование ядерных материалов при проведении научно-

исследовательских и опытно-конструкторских работ, расчет радиационных характеристик ТВС, подлежащих модернизации, проводился по неаттестованному ПС «ORIGEN 2», а ПС «DORT» использовалось за рамками верифицированной области применения ПС, указанной в аттестационном паспорте. ПС «DORT» не аттестовано для расчета переноса гамма-излучения.

В замечаниях отмечалось использование устаревших ПС. Например, при обосновании безопасности эксплуатации ОСХОТ Нововоронежской АЭС для проведения расчетов использовались ПС «Ф-1», «Ф-2» на ЭВМ «Урал», разработанные институтом «Теплоэлектропроект» в 1970 г. При этом не представлена никакая-либо информация о верификации и аттестация ПС, а также о достоверности получаемых результатов расчетов с использованием указанных ПС, не оценена погрешность результатов расчетов по ПС. Кроме того, с учетом 40-летней давности указанных ПС возможно, что при переходе на новые топливные циклы не были проведены новые расчеты, учитывающие текущие режимы облучения топлива.

При оценке обоснования безопасности эксплуатации комплекса с исследовательским ядерным реактором ИВВ-2М ОАО «ИРМ» не представлено расчетное обоснование и какие-либо сведения о ПС, использованных для обоснования ядерной безопасности при обращении с ЯМ и ОЯТ.

4.2. Прочность и устойчивость зданий и сооружений

При обосновании безопасности эксплуатации ядерной установки (сооружения, комплексы и установки по производству ядерных материалов – гексафторида урана) на АО «АЭХК» в связи с ликвидацией комплекса сооружений 310 в документах отсутствовали какие-либо сведения о методах определения внешних воздействий и возникающих нагрузок, а также информация об используемых ПС, с помощью которых проводились расчеты. Аналогичные замечания отмечены и при обосновании безопасности деятельности по сооружению хранилища для временного хранения радиоактивных отходов на территории пункта хранения РАО Челябинского отделения филиала «Уральский территориальный округ» ФГУП «РосРАО»; безопасности сооружения приповерхностного пункта захоронения твердых радиоактивных отходов в районе размещения АО «УЭХК»; безопасности ядерной установки (урановое разделительное производство) на АО «АЭХК» в связи с ликвидацией корпуса 2 (здание № 802) и корпуса 4 (здание № 804); экспертизе документов ФГУП «ПО «Маяк» на выдачу лицензии на эксплуатацию пункта хранения ядерных материалов (стационарных сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов); безопасности эксплуатации пункта хранения ядерных материалов (хранилища ядерного топлива, вводимого после сооружения) – хранилища свежего топлива Нововоронежской АЭС-2; безопасности эксплуатации комплекса с исследовательским ядерным реактором ИВВ-2М ОАО «ИРМ».

В замечаниях отмечено также использование неаттестованных ПС, например, ПС «NormCad», которое использовалось для расчетов прочности здания 142. Неаттестованное ПС «Дракон» использовалось для расчетов стойкости зданий при обосновании безопасности эксплуатации исследовательского ядерного реактора ВК-50 АО «ГНЦ НИИАР». Не аттестованы также ПС «SCAD Office», ПС «ПАИС-РС», ПС «Abaqus», с помощью которых проводился расчет прочности и устойчивости вспомогательных зданий, для обоснования безопасности при со-

оружении комплекса с исследовательским ядерным реактором МБИР ОАО «ГНЦ НИИАР».

В замечаниях к прочностным расчетам оборудования также отмечается отсутствие информации о ПС, используемых для таких расчетов, и сведения об их аттестации. Указанные замечание отмечены, например, при экспертизе документов, представленных ФГУП «ПО «Маяк», на выдачу лицензии на эксплуатацию пункта хранения ядерных материалов (стационарных сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов).

4.3. Менеджмент качества применения ПС

При оценке соответствия программ обеспечения качества требованиям федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, в частности НП-090-11 «Требования к программам обеспечения качества для объектов использования атомной энергии», были отмечены недостатки ПОК, свидетельствующие о том, что у Заявителей отсутствуют установленные на уровне системы менеджмента качества процедуры, предусматривающие использование верифицированных и аттестованных ПС. Такие замечания сделаны в отношении: осуществления заявленной деятельности по сооружению стационарного объекта, предназначенного для захоронения радиоактивных отходов (реконструкция пункта глубоководного захоронения жидких радиоактивных отходов «Полигон «Северный» Железнодорожного филиала ФГУП «НО РАО»); безопасности сооружения приповерхностного пункта захоронения твердых радиоактивных отходов в районе размещения ОАО «УЭХК»; безопасности опытно-демонстрационного комплекса (в составе энергоблока БРЕСТ-ОД-300, модуля фабрикации и рефабрикации смешанного уран-плутониевого топлива и модуля по переработке ОЯТ) на этапе размещения этого комплекса на территории ОАО «СХК»; безопасности деятельности ФГУП «РосРАО» по изготовлению оборудования для ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов; безопасности эксплуатации отдельно стоящего хранилища отработавшего топлива (ОСХОТ) Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока; безопасности эксплуатации пункта хранения ядерных материалов (хранилища ядерного топлива, вводимого после сооружения) – хранилища свежего топлива Нововоронежской АЭС-2.

Заключение

В ФБУ «НТЦ ЯРБ» систематически выполняется анализ результатов экспертиз безопасности, проводимых в рамках осуществляемой Ростехнадзором процедуры лицензирования в области использования атомной энергии. Результаты анализа дают обзорную информацию об использовании ПС разработчиками обоснований безопасности (в т.ч. какие из примененных ПС аттестованы, какие применены вне области аттестации, а какие не аттестованы). Эта информация обобщается и направляется как в Ростехнадзор, так и разработчикам обоснований.

Основным проблемным вопросом остается применение неverified программных средств. Наряду с этим необходимо отметить применение ПС за границами верифицированной области, зафиксированной в аттестационных паспортах ПС, а также использование неаттестованных ПС (при наличии аналогичных аттестованных). Ключевым недостатком также является негативное влияние «эффекта пользователя программного средства», который сказывается на качестве расчетных результатов. Все вышесказанное диктует потребность в системном подходе к созданию, верификации и применению ПС.

