

УДК 621.039.51

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ASTEC ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПОВЕДЕНИЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И ДРУГИХ ЭЛЕМЕНТОВ, ПОСТУПАЮЩИХ В СИСТЕМУ ОХЛАЖДЕНИЯ ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ

А.А. Брызгалов*, А.А. Наталенко*, Ф. Де Роза, С. Тирины**,
Н. Вукелату****

**Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*

***Italian National Agency for New Technology, Energy and the Environment*



На основе экспериментальных данных интегрального теста PHEBUS FPT1 проведена верификация программного комплекса ASTEC V1.3REV2. Были изучены процессы разрушения активной зоны, выделения и распространения различных элементов через систему охлаждения реактора. Рассматривались количественная и качественная динамика на различных участках системы охлаждения реактора. Были определены доминирующие вкладчики в суммарную массу аэрозольных частиц, достигающих защитной оболочки, и произведены количественные расчеты. Указаны некоторые недостатки программных модулей ASTEC и сделаны рекомендации о возможности применения этой программы для оценки накопления и поведения элементов, выделяющихся вследствие разрушения активной зоны при тяжелой аварии.

ВВЕДЕНИЕ

В эпоху мирового ренессанса атомной энергетики как никогда остро стоит вопрос безопасности. Несмотря на то, что безопасность реакторов обеспечивается множественными барьерами, возможны аварии различной степени тяжести. Чтобы ядерная энергия стала действительно безопасным энергетическим ресурсом, необходимо понять, какие еще меры безопасности должны быть предприняты. Для выработки таких мер необходимо уметь предсказывать и оценивать последствия аварий, проводить расчеты по различным сценариям аварий.

Основные проблемы при создании программных комплексов для проведения таких расчетов – это и недостаточное количество экспериментальных данных по последствиям аварий, и необходимость учета колоссального количества возникающих в результате аварии физических, химических и биологических процессов.

© А.А. Брызгалов, А.А. Наталенко, Ф. Де Роза, С. Тирины, Н. Вукелату, 2008

В мире всего лишь несколько десятков экспериментальных стендов позволяют накапливать знания о последствиях аварийных ситуаций, а сами эксперименты длительны по времени и требуют больших финансовых затрат.

В данной работе была проведена верификация программного комплекса ASTEC.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ASTEC

Представленные в статье расчеты были выполнены с помощью программного комплекса ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) – программы для оценки характеристик выброса вследствие аварии, предназначенной для моделирования тяжелых аварий в легководных реакторах. ASTEC разрабатывается Институтом радиационной защиты и ядерной безопасности (French Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN)), Франция, совместно с Обществом по безопасности ядерных установок и реакторов (Gesellschaft für Anlagen – und Reaktorsicherheit (GRS)), Германия. Программа ASTEC состоит из отдельных модулей, моделирующих различные физические процессы в отдельных частях реактора. Возможны как интегральное моделирование аварийной ситуации с заданием начальной композиции активной зоны, так и отдельное использование любого из модулей, характеризуемое заданием определенных начальных условий. ASTEC включает в себя около двух десятков различных модулей, позволяющих детально описать большинство важнейших процессов, возникающих при аварийных ситуациях. Укажем основные модули:

- модуль DIVA описывает процесс разрушения активной зоны реактора вследствие возникновения избыточного давления и критических температур; подмодуль ELSA описывает выделение продуктов деления из разрушаемой активной зоны; модель SIC (Silver, Indium, Cadmium) описывает поведение материалов контрольного стержня;
- модуль CORIUM описывает поведение расплава активной зоны, вытекшего из разрушенного корпуса;
- модуль CESAR предназначен для описания теплогидравлических процессов в системе охлаждения реактора, имеется возможность моделирования первого и второго контуров и парогенератора;
- модуль SOPHEROS используется для описания динамики накопления и поведения продуктов деления и других материалов в системе охлаждения реактора;
- модуль CPA состоит из двух подмодулей и описывает поведение аэрозольных частиц и теплогидравлические процессы в защитной оболочке;
- модуль IODE описывает химические реакции в газообразной и жидкой фазах для различных соединений йода и рутения.

Программа ASTEC разрабатывается на протяжении 10 лет; последней версией на данный момент является версия ASTEC V1.3rev2, выпущенная в декабре 2007 г. [1].

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ РЕАКТОР PHEBUS

Верификация программы ASTEC проводилась на основе экспериментальных данных интегрального теста PHEBUS FTP1. Серия экспериментов PHEBUS была инициирована в начале 90-х годов, продолжалась в течение 15 лет и включила в себя шесть различных экспериментов, моделирующих тяжелую аварию с расплавлением активной зоны легководного реактора. Основное назначение этой серии тестов – изучение накопления и поведения продуктов деления и других материалов, выделяющихся в процессе разрушения активной зоны. Условия всех тестов, определяемые конструктивными особенностями экспериментальной установки, были похожи, но имелись небольшие различия

- в начальных композициях активной зоны;
- в характеристиках загружаемого топлива;
- в параметрах системы охлаждения реактора;
- в составе и теплогидравлических параметрах атмосферы в здании защиты.

Реактор PNEBUS находится в научно-исследовательском центре Комиссариата по атомной энергии Франции (CEA) в Кадараше и представляет собой реактор петлевого типа с тепловой мощностью 20 МВт. Активная зона загружается слабообогащенным урановым топливом, в качестве замедлителя и теплоносителя используется вода. Экспериментальный стенд моделирует реактор с водой под давлением тепловой мощностью 900 МВт в масштабе 1/5000 (схематично реактор PNEBUS представлен на рис. 1) [2].

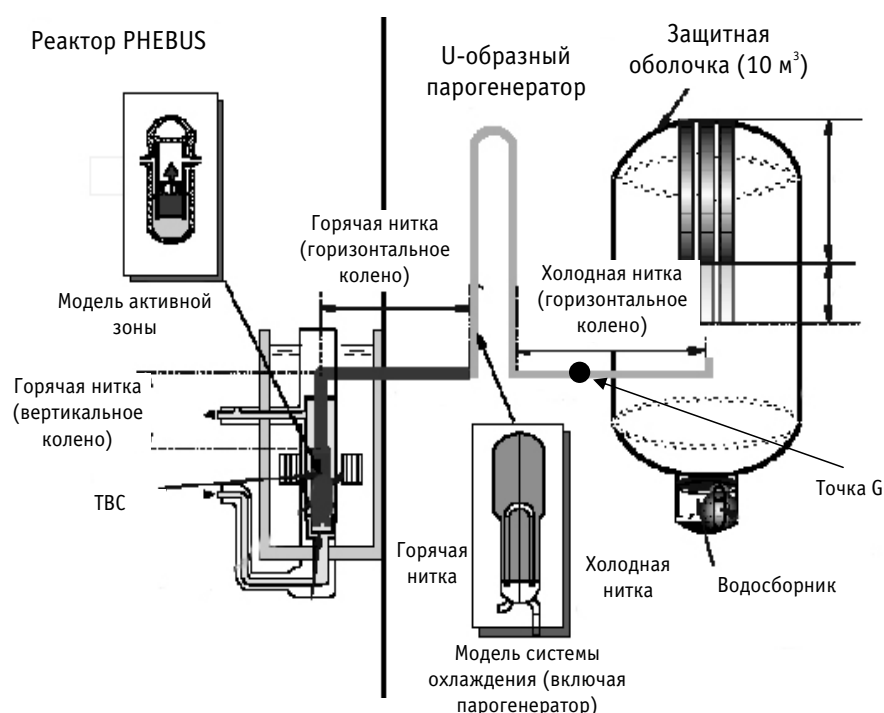


Рис. 1. Схематичное представление экспериментальной установки PNEBUS

ЭКСПЕРИМЕНТ PNEBUS FPT1

Высота и диаметр активной зоны реактора ~ 1 м, загрузка – около 11 кг уранового топлива в оболочке из сплава циркония. Всего было загружено 18 топливных стержней, предварительно облученных до выгорания 23,4 ГВтд/тТМ, два стержня со свежим топливом и один управляющий стержень, состоящий из серебра, индия и кадмия. Эксперимент состоял из подготовительной семидневной фазы, в течение которой топливо повторно облучалось при средней мощности 205 кВт для накопления достаточного количества короткоживущих продуктов деления. Далее, после 36-часовой фазы установления граничных условий в системе охлаждения реактора следовала 5-часовая переходная фаза, в течение которой водяной пар при давлении ~ 0,2 МПа накачивался в активную зону реактора со скоростью 0,5–2,2 г/с, при этом мощность выросла до 34,4 кВт. Сама фаза разрушения активной зоны состояла из двух основных частей (см. табл. 1). Период калибровки детекторов составлял 7900 с, а период разрушения активной зоны, который сопровож-

Таблица 1

**Основные этапы фазы
разрушения активной зоны
в эксперименте PNEBUS FTP1**

Период	Время, с
Калибрование	0 – 7900
Предоксидирование	7900 – 11060
Оксидирование	11060 – 14580
Разогрев	14580 – 17039
Охлаждение	17039 – 18617
Остановка реактора	17039
Изоляция защитной оболочки	18617

дался выделением продуктов деления и других элементов и распространением их через систему охлаждения, – 7900–17000 с [3].

СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРА

Продукты деления и другие элементы, выделяющиеся в процессе разрушения активной зоны, распространяясь через систему охлаждения реактора, попадают в защитную оболочку. Основные конструкционные элементы, моделирующие систему охлаждения реактора:

- вертикальное колено (высота около 3 м), идущее непосредственно от активной зоны, и горизонтальное колено (длина около 9 м и внутренний диаметр 30 мм), примыкающее к вертикальному колену; эти два элемента моделируют условия, возникающие в горячей нитке первого контура системы охлаждения реактора с водой под давлением;
- U-образная труба (протяженностью 4 м и внутренним диаметров 20 мм), моделирующая парогенератор;
- горизонтальное колено (длина 4 м и внутренний диаметр 20 мм), примыкающее с одной стороны к парогенератору и приводящее к защитной оболочке с другой стороны. Таким образом моделируется холодная нитка первого контура.

Верхняя часть активной зоны, восходящая ветвь парогенератора и элементы, моделирующие горячую нитку первого контура, сделаны из сплава Inconel-600 и поддерживаются при температуре 700°C в течение всего эксперимента. Нисходящая ветвь парогенератора и горизонтальный участок, моделирующий холодную нить первого контура, сделаны из сплава AISI 304L и поддерживаются при температуре 150°C в течение всего эксперимента.

ДИНАМИКА НАКОПЛЕНИЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И ДРУГИХ ЭЛЕМЕНТОВ В СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ

Расчеты показали наличие неточностей в предсказании программой ASTEC поведения аэрозольных частиц в защитной оболочке при интегральном моделировании аварии, а именно, ASTEC ошибочно предсказывает время появления аэрозольных фрагментов в защитной оболочке, их суммарную массу и форму кривой, описывающей концентрацию частиц. Независимое использование модуля CPA дает правильный ход кривой концентрации частиц с небольшими количественными отличиями от экспериментальных значений. Чтобы найти источник ошибок, возникающих при интегральном моделировании поведения аэрозоля в защитной оболочке, были определены основные вклады в суммарную массу аэрозоля и последовательно изучена динамика накопления, осаждения и распространения их на различных участках системы охлаждения реактора.

Ввиду отсутствия точных экспериментальных данных для ряда элементов в горячей нитке в качестве реперной точки, для которой производилось сравнение результатов, полученных по программе ASTEC, и экспериментальных данных PNEBUS FPT1 была выбрана точка, локализованная примерно в центре холодной нитки первого контура системы охлаждения (так называемая точка G на рис. 1, [2]). В заключение был сделан анализ осаждения в системе охлаждения и учтены соответствующие коррекции.

На первом этапе были сравнены полученные по программе ASTEC V1.3rev2 суммарные потоки масс всех элементов в аэрозольной форме, проходящие через точку G (в зависимости от времени), с экспериментальными значениями потоков масс PNEBUS FPT1 (рис. 2). Из рисунка следует, что

- ASTEC предсказывает первое появление элементов (олово и уран) в системе охлаждения в моменты времени 5460 и 6220 с; в это время происходит разрушение оболочек ТВС, однако в эксперименте первое появление элементов наблюдается только после 11000 с;
- если не принимать во внимание два вышеупомянутых пика, ASTEC предсказывает первое значительное появление элементов в системе охлаждения в момент времени 8900 с, что на 2300 с раньше, чем это наблюдалось в эксперименте;
- количественное различие между максимальными значениями потока массы около 25%, но в эксперименте пик был зафиксирован в 17100 с, а по расчетам ASTEC он наблюдается в 9340 с;
- наблюдается инверсия распределений потока массы относительно момента времени 13500 с;
- в целом ASTEC недооценивает суммарный поток массы после оксидации.

На следующем этапе были рассчитаны распределения потоков масс отдельно для всех элементов, выделяющихся при разрушении активной зоны. Целью была идентификация основных вкладчиков в суммарную массу аэрозоля и понимание того, какие именно элементы ответственны за такое существенное различие экспериментальных результатов и предсказаний ASTEC. Были выявлены следующие закономерности в результатах ASTEC:

- как уже отмечалось ранее, первые два пика, которые не были зафиксированы в эксперименте, обусловлены выделением олова и урана;
- в общем, кривые накопления продуктов деления имеют схожий вид и отличаются только количественными значениями;
- первый значительный максимум в момент времени 8940 с на 90% обусловлен выделением кадмия из управляющего стержня;

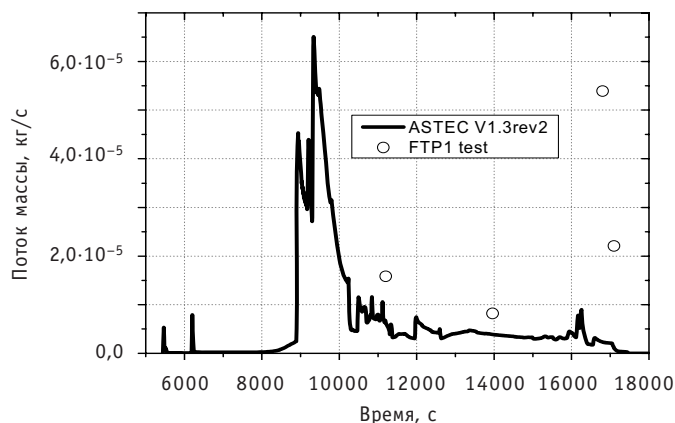


Рис. 2. Поток массы всех элементов в аэрозольной форме, проходящих через точку G

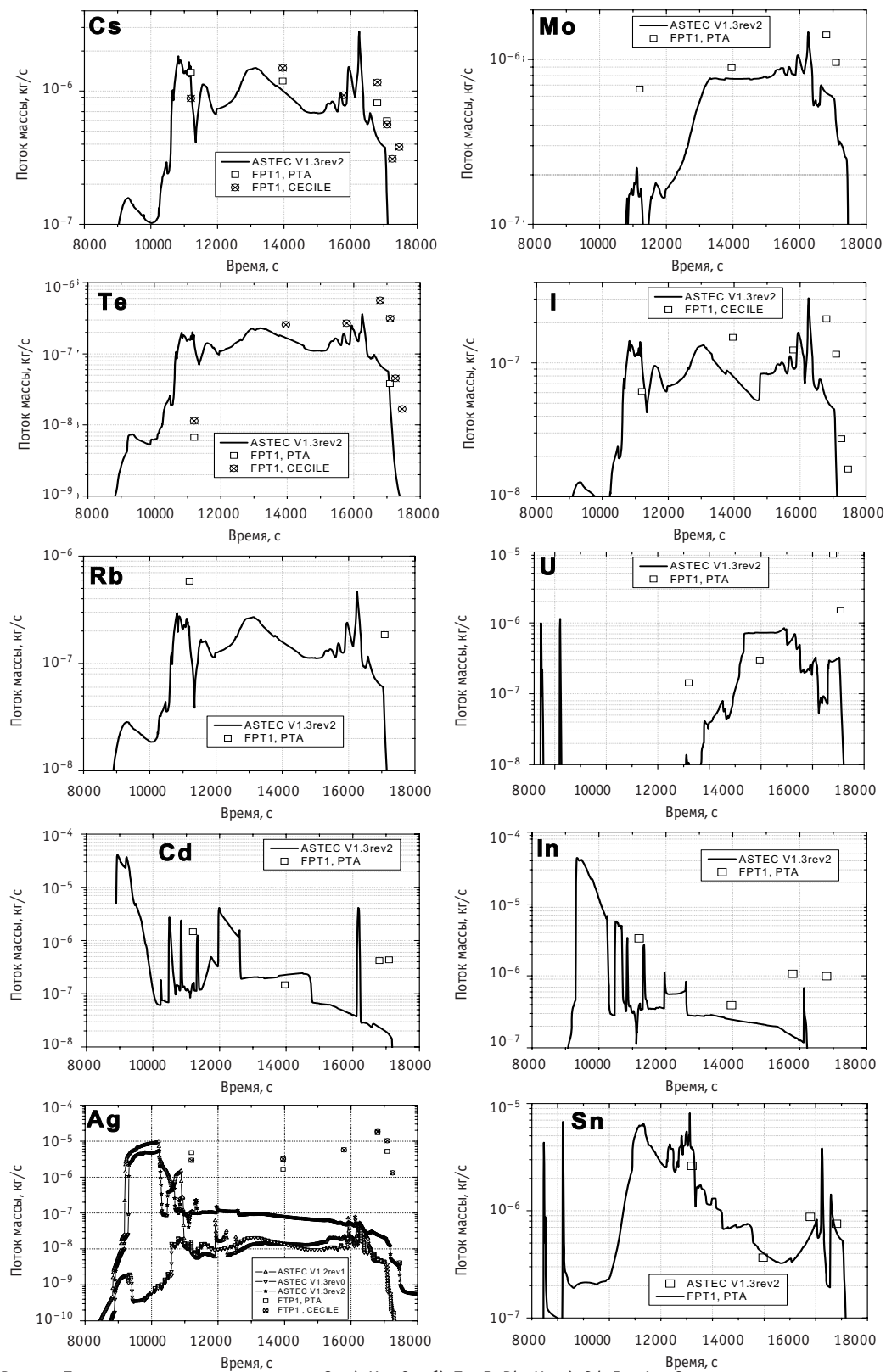


Рис. 3. Потоки масс элементов в точке G: а) Mo, Cs; б) Te, I, Rb, U; в) Cd, In, Ag, Sn

- основной пик в период 9320–10270 с на 85% обусловлен выделением индия и серебра, пик в момент времени 16170 с обусловлен выделением кадмия;
- олово выделяется в значительных количествах (поток массы $\sim 10^{-5}$ – 10^{-6} кг/с) на протяжении всего периода разрушения активной зоны.

Более детальная процентная динамика содержания различных элементов в суммарном массовом потоке будет представлена в следующих разделах статьи.

Было произведено сравнение потоков масс различных элементов, наблюдаемых в эксперименте и предсказываемых программой ASTEC (соответствующие результаты представлены на рис. 3). Существует два набора экспериментальных данных: результаты РТА (post test approach)-анализа и результаты CECILE (спектрометрический анализ). Эти данные слегка расходятся, но расхождения пренебрежимо малы по сравнению с разницей предсказаний программы ASTEC.

На рис. 3 для каждого элемента представлены РТА и/или CECILE экспериментальные результаты. Отметим общие особенности, характерные для групп элементов.

Поведение продуктов деления предсказывается удовлетворительно по сравнению с другими группами элементов.

Существуют проблемы в предсказании поведения урана: во-первых, ASTEC дает два небольших пика в моменты времени 5460 и 6200 с. Это весьма странно и, возможно, связано с несовершенством численного алгоритма, реализуемого в программе. Во-вторых, ASTEC недооценивает поток массы урана и не предсказывает наблюдаемый в эксперименте значимый всплеск выделения урана в момент времени 16800 с. ASTEC недооценивает общую массу выделившего урана примерно в 5 раз.

Основные неточности связаны с предсказанием динамики материалов контрольного стержня. В частности, для кадмия предсказывается пик выделения в момент времени 8940 с, который не был зафиксирован в эксперименте; общая масса кадмия оценивается программой весьма точно. Похожая ситуация с поведением индия, однако общая масса индия переоценивается более чем в 3 раза. Описанию поведения серебра будет посвящен следующий раздел вследствие важности этого элемента для химических процессов в защитной оболочке. Отметим, что поведение материалов контрольного стержня описывается в рамках SIC (silver, indium, cadmium) модели модуля DIVA, которая сейчас активно верифицируется и улучшается.

В заключение отметим, что экспериментальные данные для ряда элементов весьма скупы, что не дает возможности делать выводы о конкретных неточностях в физических предположениях моделей.

ДИНАМИКА ПОВЕДЕНИЯ СЕРЕБРА

Серебро – очень важный элемент с точки зрения его участия в химических реакциях с йодом с образованием соединения AgI , которое осаждается и тем самым приводит к уменьшению концентрации йода в атмосфере защитной оболочки. Йод обладает высокой токсичностью и летучестью, поэтому образование соединения AgI необходимо для предотвращения распространения йода за пределы защитной оболочки. Серебро может выделяться в процессе разрушения активной зоны не только как материал контрольного стержня, но и как продукт деления, но более 99% по массе серебра – это материал контрольного стержня. Для серебра мы сравнили с экспериментом результаты, полученные по трем различным версиям ASTEC, отличающимся используемыми SIC моделями (рис. 3). ASTEC более чем в 6 раз недооценивает общую массу выделяющегося серебра. Последняя версия про-

граммы V1.3rev2 дает наилучшие результаты, но они все еще очень далеки от экспериментальных значений.

ДИНАМИКА СОДЕРЖАНИЯ РАЗЛИЧНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ОБЩЕЙ МАССЕ ВЕЩЕСТВА, ДОСТИГАЮЩЕГО ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ

Анализ динамики накопления элементов в процессе эксперимента важен для понимания ошибок в предсказании поведения элементов, порождающих наибольшие неточности при изучении свойств аэрозольных частиц. Доминирующими вкладчиками в общую массу аэрозоля являются материалы контрольного стержня, но мы покажем, что также существуют выделяющиеся в процессе эксперимента элементы, поведение которых ASTEC, в принципе, не прослеживается из-за отсутствия соответствующих моделей.

Вследствие наличия временного сдвига между результатами программы ASTEC и экспериментальными данными и дискретного характера экспериментальных данных их прямое сравнение невозможно, усреднение по времени также не даст полной картины динамики элементов. Поэтому последовательно рассмотрим предсказания программы ASTEC и данные эксперимента и выделим основные особенности в поведении элементов. На рис. 4 представлена динамика содержания различных элементов в аэрозольной форме в общей массе вещества, достигающего защитной оболочки по результатам моделирования при помощи программы ASTEC, а в табл. 2 – аналогичные экспериментальные данные PHEBUS FPT1.

Как уже упоминалось, ASTEC не прослеживает динамику таких элементов как рений, свинец и алюминий; они изначально содержатся в активной зоне для полного массового баланса в реакторе в целом, но их эволюция не моделируется. Эти три элемента в различные моменты времени составляют 15–50% от общей массы выделившихся элементов, и среди них ~90% – это рений. Возвращаясь к проблеме

Таблица 2

Динамика содержания различных элементов в аэрозольной форме в общей массе вещества, достигающего защитной оболочки (экспериментальные данные PHEBUS FPT1)

Элемент	Интервал времени, с			
	11051–11349	13810–14104	16473–16833	17034–17040
Ag	30%	21%	32%	24%
In	21%	5%	2%	5%
Cd	9%	2%	–	2%
Sn	17%	5%	2%	3%
U	–	4%	17%	7%
Rb	4%	–	–	–
Mo	4%	11%	3%	4%
Tc	–	–	–	2%
Cs	9%	15%	2%	3%
Re	4%	31%	35%	48%
Al	–	2%	3%	–
Pb	–	2%	–	–
Другие	2%	0%	4%	2%

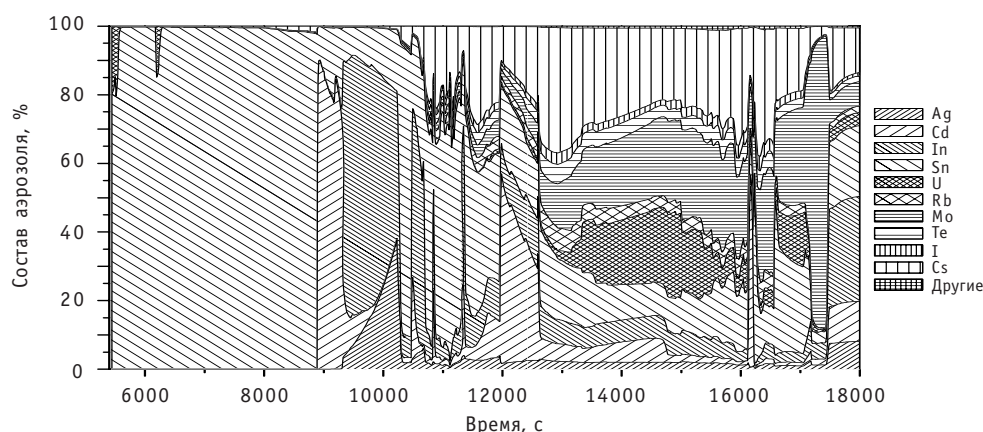


Рис. 4. Динамика содержания различных элементов в аэрозольной форме в общей массе вещества, достигающего защитной оболочки (результаты моделирования при помощи программы ASTEC)

предсказания поведения серебра, отметим, что в эксперименте масса серебра составляет 20–30% от общей массы всех элементов, в то время как по предсказаниям ASTEC эта величина не более 6%.

В табл. 3 приведены данные об общей массе различных элементов, достигших защитной оболочки, их доле в общей массе аэрозоля и абсолютной ошибке между экспериментальными значениями и предсказаниями программы ASTEC.

ОСАЖДЕНИЕ ЭЛЕМЕНТОВ НА РАЗЛИЧНЫХ УЧАСТКАХ СИСТЕМЫ ОХЛАЖДЕНИЯ

В заключение приведем результаты анализа осаждения материалов в системе охлаждения. Такие данные помогли окончательно определиться с источником неточностей в предсказаниях динамики накопления элементов в защитной оболочке. С помощью программы ASTEC были рассчитаны полные коэффициенты осаждения элементов (отношение массы элемента, поступающего в систему охлаждения, к количеству элемента, поступающего в защитную оболочку). Отметим, что для ряда элементов нет точных экспериментальных данных о массах элементов, поступающих в систему охлаждения и осаждаемых в вертикальной части системы охлаждения, а приводятся лишь довольно широкие диапазоны возможных значений. Точные значения массы элемента, поступающего в систему охлаждения и осаждаемого в вертикальной части системы охлаждения, выбирались на основе минимизации абсолютной ошибки в массе элемента, осажденного в системе охлаждения, рассчитанной двумя способами. С одной стороны, масса элемента, осажденная в системе охлаждения, равняется разности между массами элементов, поступающих в систему охлаждения и защитную оболочку, а с другой стороны, масса элементов, осажденная в системе охлаждения, равняется сумме масс элементов, осаждаемых на различных участках системы охлаждения. При таком выборе значений масс элементов, поступающих в систему охлаждения и осаждаемых в вертикальной части системы охлаждения, достигается хорошее согласование между рассчитанными и экспериментальными факторами осаждения для большинства элементов (рис. 5). Однако мы не можем с уверенностью говорить об отсутствии недостатков в модуле SOPHAEROS, описывающем поведение аэрозольных частиц в системе охлаждения реактора, из-за недостаточности и неточности экспериментальных данных.

Таблица 3

Масса элементов, достигших защитной оболочки в эксперименте PNEBUS FPT1

Элемент	Форма*		Масса элементов, достигших защитной оболочки				
	Аэро- зольная	Газо- образная	FPT1 – эксперимент		Результат программы ASTEC V1.3rev2**		Абсолютная ошибка, г
			Масса, г**	% в общей массе аэрозоля	Масса, г	% в общей массе аэрозоля	
Благородные газы							
Kr		100%	2.1	0	2.2	0	+0.1
Xe		100%	22.9	0	26.0	0	+3.1
Летучие продукты деления							
I	94.1%	5.9%	0.7	0.5%	0.6	0.8%	–0.1
Te	100%		1.3	1%	0.97	1.24%	–0.33
Rb	100%		1.2	0.9%	1.1	1.41%	–0.1
Cs	100%		7.0	5.3%	6.5	8.33%	–0.5
Sb		100%	1.6 10 ^{–2}	0	3.6 10 ^{–2}	0	пмк
Mo	99.7%	0.3%	4.6	3.5%	3.7	4.74%	0.9
Tc			1.0	0.8%	1.1 10 ^{–3}	пмк	пмк
Слабо летучие продукты деления							
Ba			6.5 10 ^{–2}	пмк ***	7.6 10 ^{–2}	пмк	пмк
Ru			5.6 10 ^{–2}	пмк	2.1 10 ^{–3}	пмк	пмк
Sr			1.7 10 ^{–2}	пмк	1.3 10 ^{–3}	пмк	пмк
Sm			9.6 10 ^{–4}	пмк	1.1 10 ^{–3}	пмк	пмк
Nd			9.0 10 ^{–4}	пмк	5.5 10 ^{–3}	пмк	пмк
Br, Ce, La, Pr, Ph, Se			0	–	2.8 10 ^{–1}	пмк	пмк
Материалы контрольного стержня							
Ag	100%	0	32.0	24.4%	4.7	6.03%	–27.3
Cd	100%	0	15.2	11.6%	17.0	21.8%	+1.8
In	100%	0	7.0	5.34%	25.0	32.1%	+18.0
Конструкционные материалы и материалы оболочки ТВС							
Sn	100%		16.1	12.3%	16.	20.5%	–0.1
U	100%		10.9	8.3%	2.1	2.7%	–8.8
Pu			0.9	0.7%	8.4 10 ^{–3}	пмк	пмк
Zr			0.5	0.4%	5.5 10 ^{–3}	пмк	пмк
Np			1.3 10 ^{–2}	пмк	3.5 10 ^{–3}	пмк	пмк
Материалы термопар и другие материалы							
Re	–	–	29.4	22.4%	0	0%	–29.4
Al	–	–	1.9	1.5%	0	0%	–1.9
Pb	–	–	1.0	0.8%	0	0%	–1.0
Масса элементов, достигших защитной оболочки, г			156		106		
Масса элементов, достигших защитной оболочки в аэрозольной форме. г			131		78		

* – результаты расчетов по программе ASTEC V1.3rev2;

** – сумма масс элементов в газообразной и аэрозольной формах;

*** – пренебрежимо малое количество (по отношению к общей массе аэрозольных частиц).

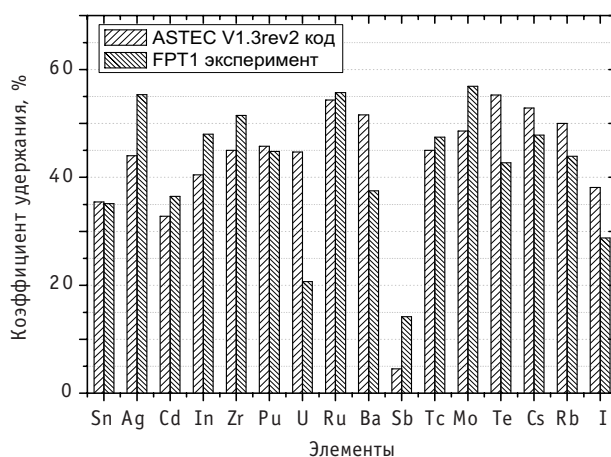


Рис. 5. Коэффициент удержания элементов в системе охлаждения реактора

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На примере интегрального теста PHEBUS FPT1 были изучены возможности использования программного комплекса ASTEC v1.3rev для предсказания поведения продуктов деления и других материалов, выделяющихся из разрушенной вследствие тяжелой аварии активной зоны легководящего реактора.

В целом общая масса элементов, достигших защитной оболочки, недооценивается на 35% (106 г – по предсказаниям ASTEC и 156 г – результат эксперимента) и на 41% (78 г – по предсказаниям ASTEC и 131 г – результат эксперимента) недооценивается масса элементов, достигших защитной оболочки в аэрозольной форме. Динамика накопления и поведения продуктов деления с массовой долей более 1% от общего количества выделившихся элементов предсказывается программой достаточно хорошо. Провести анализ поведения продуктов деления с массовой долей менее 1% не представляется возможным ввиду их малого количества. Существует проблема с описанием выделения и поведения урана, в частности, ASTEC предсказывает незначительный выброс урана в период разрушения оболочек тепловыделяющих элементов, что не было зафиксировано в эксперименте. Программа переоценивает осаждение урана в системе охлаждения, что, вероятно, может служить причиной недооценки общей массы выделившегося урана и отсутствия в предсказаниях программы пика выброса урана в момент времени порядка 17000 с. Несмотря на переоценку потока олова до начала окислирования и недооценку во все последующие моменты времени, общее количество этого элемента, достигшее защитной оболочки реактора, предсказывается программой с точностью до 99%. Текущая версия программы ASTEC не адаптирована для описания поведения конструкционных материалов термопар, в значительном количестве присутствующих в активной зоне экспериментальной установки. Данный факт априори приводит к недооценке общего количества выделившихся элементов из-за наличия в значительных количествах рения, динамика которого программой не моделируется. Налицо существенные проблемы, связанные с описанием динамики накопления материалов контрольного стержня. В частности, наблюдается раннее появление значительных потоков и переоценка общего количества индия на 18 г (25 г вместо 7 г, наблюдаемых в эксперименте). Серебро – очень важный элемент с точки зрения его участия в радиохимических реакциях с йодом, в связи с этим недооценка программой общей массы этого элемента на 27 г (4,7 г вместо 32 г, наблюдаемых в эксперименте) кажется весьма существенной неточностью.

Модули, описывающие поведение материалов контрольного стержня и урана, требуют дополнительной верификации на других экспериментальных данных и, возможно, дальнейшей доработки. Значительные ошибки в предсказании поведения аэрозольных частиц в защитной оболочке вызывают ряд вопросов относительно рекомендованной концепции интегрального моделирования и сведения к минимуму так называемого «юзер-эффекта», возникающего из-за вариаций в задании начальных условий при независимом использовании отдельных модулей.

БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы статьи выражают глубокую благодарность разработчикам программного комплекса ASTEC и экспериментаторам стенда PHEBUS.

Литература

1. *Van Dorsselaere J.P., et al.* Evolution of the integral code ASTEC V1.3rev2 with respect to the V1.3rev0 version, ASTEC-V1/DOC/07-23, 2007.
2. *Von der Hardt P.* The Phebus-FP Project: Status Report 1989/90, CD-NA-12926, 1990
3. *Jacquemain D., Bourdon S., et al.* PHEBUS FPT1 Final Report, IPSN/DRS/SEA/PEPF Report SEA1/00, IP/00/479, IPSN, 2000.

Поступила в редакцию 30.06.2008

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.51

Using ASTEC Code to Model Fission Products and other Elements Releases through Reactor Cooling System during the LWR Severe Accident \A.A. Bryzgalov, A.A. Natalenko, F. De Rosa, S. Tirini, N. Voukelatou; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 12 pages, 3 tables, 5 illustrations. – References, 3 titles.

Verification and validation study of ASTEC code on the PHEBUS FPT1 experiment have been performed. The previous investigations showed the deficiency in ASTEC coupled calculations for the aerosols behavior, while CPA stand-alone calculation results have a good agreement with experimental data. Looking for the reasons of wrong prediction of aerosols behavior in the containment was made. The research of fission products and other materials flow rates and evolution of inventory composition that is reaching the containment had been performed with ASTEC V1.3rev2 code. We obtained a rather good prediction for fission products release. There is underestimation of uranium release, but the dominate weaknesses lied in the model of SIC release. The so-called «silver problem» was determined. Silver is very important element from the point of view the significance this element in iodine

УДК 621.039.58

The Development of the Methods and Estimation of the Staff Reliability Indications Find on the Statistics of the NPP Incidents at Russia \Yu.V. Volkov, D.S. Samokchin, A.V. Sobolev, A.N. Shkarovsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 10 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 16 titles.

The paper deals with the techniques for estimation the staff reliability parameters based on the statistical data. Four types of staff errors have been chosen and the techniques to calculate the time-sharing law parameters for the indicated errors are considered. The results of the incident statistics processing for the NPP of the Russia Federation made by two different methods are presented and the analysis on the coincidence of these results is made. The practical results obtained let us affirm that it is Weibull time-sharing law that makes the random time description for the NPP incidents more appropriate and justifiable. The recommendations how to use the drawn conclusions to perform PRA are given.

УДК 621.039.58

Optimal NPP Steam Generator Lifetime Management using Stochastic Kalman Filter \O.M. Gulina, M.N. Pavlova, V.P. Politukov, N.L. Salnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 6 pages, 1 table, 2 illustrations. – References, 6 titles.

The problem of individual prediction of SG HET lifetime is decided by means of stochastic linear Kalman filter. There is suggested the approach to develop optimal algorithm for prediction of ageing process evolution taking into account control data, preventive measures, HET location in tube lattice and also operating information and the number of plugged-off tubes. From this its possible to evaluate the optimal content of the next control and necessary measures for lifetime management. That allows to achieve the maximum of HET lifetime and extremely arise time between preventive works.

УДК 621.039.58

Approach to Common Cause Failure Modeling in Probabilistic Safety Assessments for New Designs of NPPs with VVER-1000 Reactors \V.B. Morozov, G.V. Tokmachev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 11 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 5 titles.

The paper discusses problems of modeling and quantification of common cause failures in performing probabilistic safety assessments (PSA) for a new generation of advanced nuclear power plants with VVER-type reactors. The causes of such failures are briefly characterized. The approach to evaluation of defensive measures against common cause failures implemented in the design of new plants is considered. The methodology of common cause failure probability quantification for standard and large redundancy groups of components susceptible to common cause failures as well as for cases