

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ RELAP\SCDAP И MELCOR ДЛЯ АНАЛИЗА УПРАВЛЕНИЯ АВАРИЯМИ ВВЭР-1000

Д.С. Самохин, А.А. Чуклин*

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

**Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности. Севастопольское отделение научно-технической поддержки ОПНТЦ НАЭК «Энергоатом», г. Севастополь*



Рассматриваемая проблема заключается в нехватке достоверной информации о процессах, происходящих в ядерном реакторе во время протекания тяжелой аварии, о параметрах этих процессов и, как следствие, отсутствии оптимальных мероприятий по управлению тяжелыми авариями. Приводится краткое описание модели энергоустановки, выполненной с использованием кода MELCOR. Сравняются результаты расчетов тяжелых аварий ВВЭР-1000 произведенных с помощью кодов RELAP/SCDAP и MELCOR.

Ключевые слова: ВВЭР-1000, RELAP, MELCOR, стационарный режим, гильотинный разрыв, трубопровод, система аварийного охлаждения.

Keywords: WWER-1000, RELAP, MELCOR, stationary regime, guillotine break, pipes, emergency core cooling system.

ВВЕДЕНИЕ

С момента начала развития атомных электростанций требования к их безопасности постоянно повышается. С недавнего времени стало оправданным вкладывать средства в разработку систем безопасности, учитывающих такие маловероятные события, как запроектные, а впоследствии и тяжелые аварии [1]. Это разумная плата за доверие к атомной энергетике и обеспечение конкурентных преимуществ украинских атомных станций. В Украине решение о начале работ по тяжелым авариям было принято конце декабря 2008 г.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ И ПУТИ ЕЕ РЕШЕНИЯ

Одним из условий безопасной и качественной работы атомных электрических станций (АЭС) является наличие информации о параметрах энергоустановки при ее нормальной эксплуатации и при аварийных режимах. Получение экспериментальных данных о параметрах энергоустановки в аварийных режимах с использованием реального объекта в большинстве случаев недопустимо. Для решения этой задачи используют математические коды, например, RELAP/SCDAP и MELCOR [1].

© Д.С. Самохин, А.А. Чуклин, 2013

Цель работы:

- рассмотреть компьютерные коды RELAP/SCDAP и MELCOR для анализа управления авариями ВВЭР-1000;
- произвести оценку достоверности результатов расчета переходных режимов энергоустановки, полученных с помощью кода MELCOR, путем их сравнения с результатами расчета кода RELAP/SCDAP;
- рассмотреть влияние открытия различного количества ИПУ КД на протекающие аварии «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру».

В статье приведены результаты расчетов стационарного режима и трех аварий-представителей:

- максимальной проектной аварии (полный гильотинный разрыв петли главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) на входе в реактор Ду2×850 мм) и вариантного расчета с отказом всех систем аварийного охлаждения зоны высокого давления (CAOЗ ВД);
- тяжелой аварии «полный гильотинный разрыв петли ГЦТ на входе в реактор Ду2×850мм с полным обесточиванием блока и отказом активных CAOЗ»;
- тяжелой аварии «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру».

СТРАТЕГИИ УПРАВЛЕНИЯ АВАРИЕЙ

Основные цели стратегии управления аварией:

- ограничение повреждения активной зоны при поддержании подкритичности и восстановление теплоотвода;
- защита целостности границ системы теплоносителя;
- защита целостности контайнмента;
- минимизация радиоактивных выбросов, если контайнмент отказывает или байпасируется.

Один из первых шагов в разрабатываемых стратегиях – установление критериев, на основании которых используются идентифицированные физические состояния на АЭС как уровни для определенных действий оператора или как границы для различных шагов этих действий.

При нарушении одной из стадий стратегии должны предусматриваться варианты достижения цели на последующих стадиях развития аварии, т.е. переход к следующей стратегии.

Воздействие применяемых стратегий на протекание последующих фаз тяжелой аварии также должно быть исследовано.

Должны быть рассмотрены как положительные, так и отрицательные последствия, чтобы обеспечить основу для принятия оптимальных решений.

При осуществлении конкретной стратегии на конкретной АЭС специалисты должны понимать

- когда необходимо начать процедуру выполнения той или иной стратегии;
- то, что процедура успешно начата;
- то, что процедура эффективна;
- если процедура неэффективна, когда ее необходимо остановить и что сделать далее.

ВЫБОР КОДОВ ДЛЯ ВЫПОЛНЕНИЯ АНАЛИЗА

Из группы интегрированных кодов наиболее широко применяемым не только для работ по валидации, но и для анализов состояний энергоблоков является код

MELCOR. Расчетная программа MELCOR разработана в Национальной лаборатории Sandia (США) по заказу US NRC. Интегральный код MELCOR предназначен для моделирования процессов в реакторной установке (РУ) и герметичной оболочке (ГО), в основном, при запроектных авариях с возможным повреждением активной зоны, образованием кориума и проплавлением корпуса реактора; обладает основными возможностями кодов RELAP/SCDAPSIM и CONTAIN, но применяемые модели процессов менее детализированы особенно для компонентов РУ.

Моделирование энергоустановки с помощью кода MELCOR является актуальным, т.к. рассматриваемая программа была принята к использованию для АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в рамках региональных проектов МАГАТЭ RER/9/004 и RER/9/020.

Детализированные коды ATHLET-CD, ICARE/CATHARE и SCDAP/RELAP5 применяются международными исследовательскими и регулирующими организациями в поддержку экспериментальных программ и хорошо валидированы как разработчиками, так и независимыми организациями. Код SCDAP/RELAP5 широко применялся для анализа мало- и среднемасштабных экспериментов в США, Европе и Японии, а также аварии на Три Майл Айленд-2.

Детализированный код SCDAP/RELAP5 используется для выполнения реалистического анализа проектных, запроектных и тяжелых аварий, в том числе с тяжелым повреждением активной зоны и разрушением корпуса реактора. Детально моделируются только процессы в пределах РУ, включая теплогидравлику теплоносителя и неконденсируемых газов, теплообмен с конструктивными материалами РУ (в том числе радиационный), образование, состав и перемещение кориума. Не моделируются процессы в контейменте.

Коды MELCOR и SCDAP/RELAP5 широко применяются в рамках ISP-программ. Для этих кодов была выполнена независимая экспертная оценка.

ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ДЛЯ КОДА MELCOR И РАСЧЕТ АВАРИЙ-ПРЕДСТАВИТЕЛЕЙ

При разработке расчетной модели в качестве основы использовались ранее разработанная модель для анализа запроектной аварии под версию программы MELCOR 1.8.3, база данных по ЯЭУ энергоблока № 1 ЮУАЭС [2], а также дополнительная справочная литература и рабочие материалы по модели для анализа тяжелых аварий при помощи кода RELAP/SCDAPSIM/Mod3.4 [3]. Предпосылкой к применению описываемой ниже нодализации является то, что она была опробована при использовании аналогичных одномерных теплогидравлических кодов, в частности, RELAP, ATHLET.

Четыре циркуляционные петли моделируются двумя петлями (одинарная и тройная). Одиночная петля используется для задания разрыва трубопровода первого контура [4].

С целью более точного моделирования потери теплоотвода произведена разбивка первого контура парогенератора (ПГ) на контрольные объемы по высоте и по длине трубчатки.

Для оценки влияния рециркуляции пароводяной смеси второго контура на процессы, проходящие в нем, выполняется разделение парогенератора на объемы.

Активная зона (включая нижнюю камеру смешения) разбита на 17 аксиальных сегментов и пять радиальных колец.

Для лучшей сопоставимости результатов энерговыделения в активной зоне задавались в виде табличной функции. Данные для зависимости величины энер-

говывделений от времени и их начальных профилей (по высоте и радиальным зонам) выбирались на основании соответствующих расчетов, выполненных в RELAP/SCDAPSIM.

Произведен расчет стационарного состояния смоделированной энергоустановки. Полученные результаты совпадают с заданными регламентами параметрами в пределах допустимых отклонений.

РАСЧЕТ МАКСИМАЛЬНОЙ ПРОЕКТНОЙ АВАРИИ (ПОЛНЫЙ ГИЛЬТИННЫЙ РАЗРЫВ ПЕТЛИ ГЦТ НА ВХОДЕ В РЕАКТОР ДУ2Х850 ММ) И ВАРИАНТНЫЙ РАСЧЕТ С ОТКАЗОМ ВСЕХ САОЗ ВД

Вследствие гильтинного разрыва холодной нитки на входе в реактор происходит быстрое снижение давления первого контура и уровня в компенсаторе давления (КД). По сценарию аварии в работе находятся пассивные САОЗ и один канал САОЗ низкого давления (НД). Рассматриваются два пути протекания рассматриваемой аварии с работой и без работы одного из САОЗ ВД. На рисунке 1 представлена температура оболочки тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ).

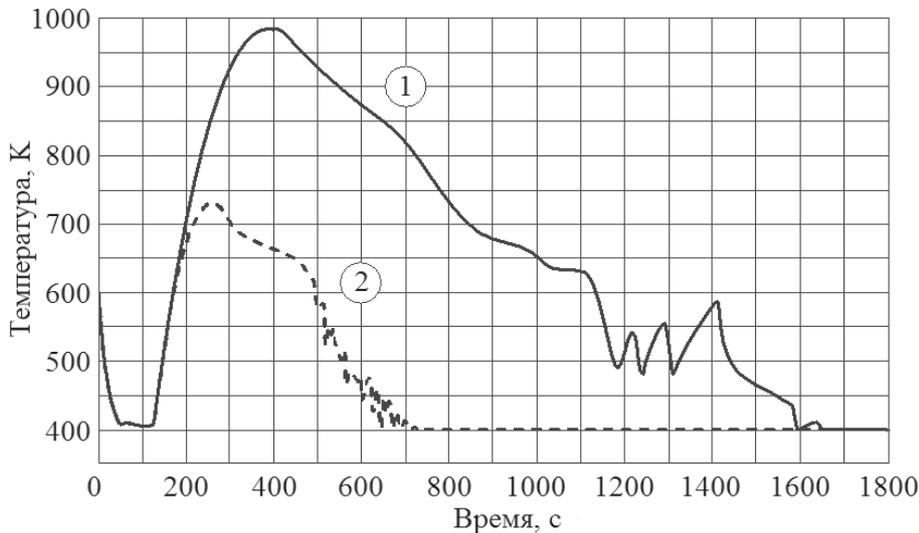


Рис. 1. Температура внешней поверхности оболочки ТВЭЛ первого радиального кольца, 15-го аксиального уровня при расчете исходного события: 1 – в работе гидроемкости (ГЕ) САОЗ и один канал САОЗ НД; 2 – в работе ГЕ САОЗ, один канал САОЗ НД и один канал САОЗ ВД

Таблица 1

Сравнительная хронология расчетов переходного процесса для ИС «максимальная проектная авария (Ду2×850 мм) с отказом всех САОЗ ВД»

Событие	Время с момента ИС, с	
	RELAP / SCDAP	MELCOR
Возникновение течи 2×Ду850 мм	0	0
Срабатывание АЗ-1	0,3	0,3
Начало срабатывания ГЕ САОЗ	10	10
Окончание работы ГЕ САОЗ	72	73
Начало разогрева топлива	95	110
Полная масса водорода (кг), сгенерированного внутри реактора	0	0

Хронология переходного процесса для исходного события «максимальная проектная авария (Ду2×850 мм) с отказом всех СА03 ВД», рассчитанная с использованием кодов RELAP/SCDAP и MELCOR, представлена в табл. 1.

Результаты расчетов, произведенных при помощи кода MELCOR, достаточно точно соответствуют параметрам расчетов кода RELAP/SCDAP. В модели для кода MELCOR максимальная проектная авария проходит без генерации водорода в реакторе и повреждения активной зоны, что соответствует регламенту. Отметим, что даже полный отказ СА03 ВД не приводит к тяжелому повреждению активной зоны. Начало и окончание слива ГЕ СА03 в разработанных под разные коды моделях идентичны и составляют 10 и 72 секунды соответственно. Также эквивалентно поведение температур элементов первого контура энергоустановки.

РАСЧЕТ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ «ПОЛНЫЙ ГИЛЬОТИННЫЙ РАЗРЫВ ПЕТЛИ ГЦТ НА ВХОДЕ В РЕАКТОР ДУ2Х850 ММ С ПОЛНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ БЛОКА И ОТКАЗОМ АКТИВНЫХ СА03»

Вследствие гильотинного разрыва холодной нитки на входе в реактор происходит быстрое снижение давления первого контура и уровня в КД. Максимальных расход теплоносителя в течь составляет 34000 кг/с. На 0,2 секунде после начала аварии формируется сигнал аварийной защиты (АЗ) реактора (снижение давления в первом контуре до 150 кгс/см² при мощности реактора более 75%). В этот момент постулируется внешнее обесточивание блока и отказ всех трех дизель-генераторов (ДГ) на запуск. В результате активные СА03 оказываются неработоспособными.

На 0,3 секунде формируется сигнал СА03 (уменьшение запаса до температуры насыщения на выходе из активной зоны менее 10°C), но запуск активных СА03 не происходит в силу выбора граничных условий. На 10-й секунде при снижении давления первого контура менее 60 кгс/см² начинается слив концентрата борной кислоты из ГЕ СА03 в реактор. К 72-й секунде аварии происходит исчерпание запаса борного концентрата в ГЕ СА03.

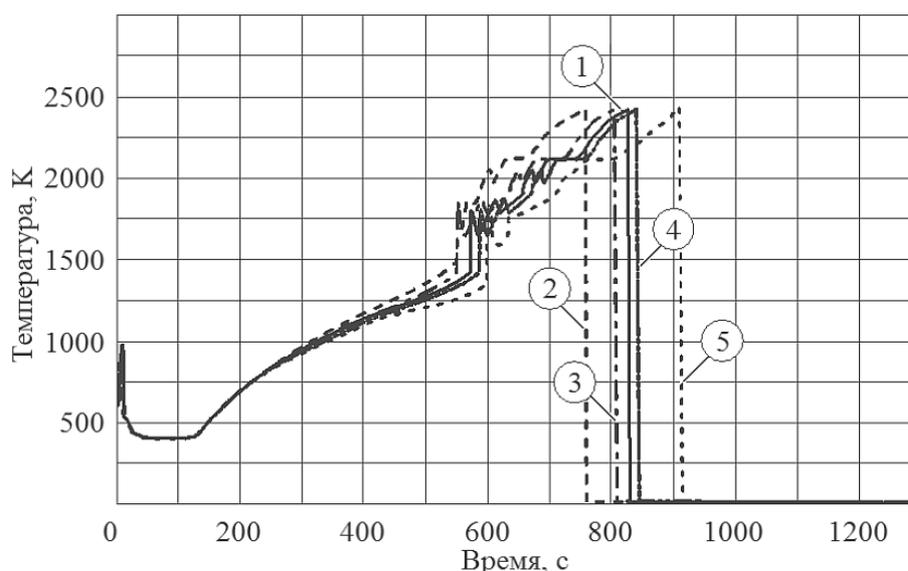


Рис. 2. Температура оболочек твэлов 12-го аксиального уровня по радиальным зонам: 1 – радиальная зона № 1 (центральная); 2 – радиальная зона № 2; 3 – радиальная зона № 3; 4 – радиальная зона № 4; 5 – радиальная зона № 5 (внешняя)

Устойчивый разогрев топлива начинается после 110-й секунды с момента исходного события (ИС) аварии. Интенсивная генерация водорода начинается приблизительно на 400-й секунде аварии. После ~500 секунд с момента ИС начинается плавление оболочек, а впоследствии и топлива. Поскольку активная зона к этому моменту времени практически осушена, после ~1000-й секунды начинается перемещение кориума в напорную (нижнюю) камеру реактора. В дальнейшем, ввиду отсутствия источников водяного пара, генерация водорода в реакторе резко замедляется и после 1250-й секунды практически полностью прекращается. Полное разрушение активной зоны завершается к 2500-й секунде аварии. На рисунке 2 представлена температура оболочек твэлов 12-го аксиального уровня для пяти радиальных колец.

Полная и полученная за счет пароциркониевой реакции масса водорода, сгенерированного внутри реактора, представлена на рис. 3.

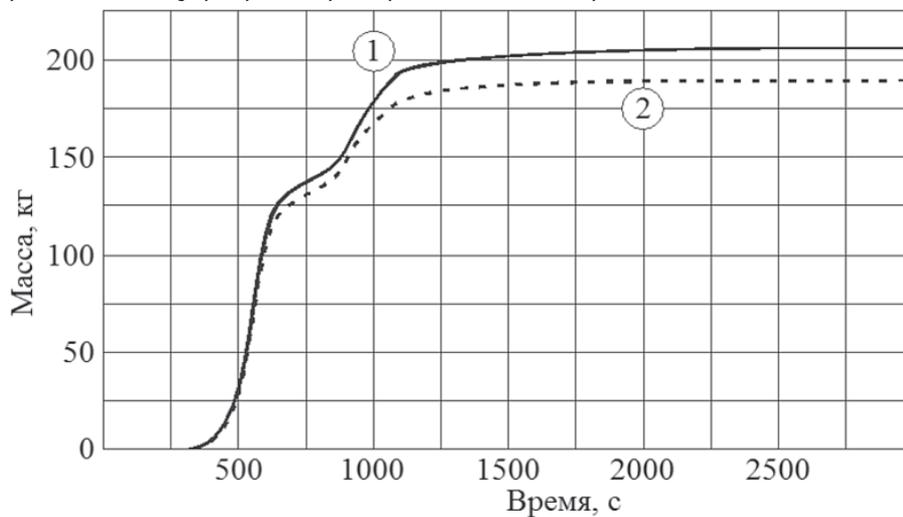


Рис. 3. Масса водорода, сгенерированного внутри реактора: 1 – полная масса водорода; 2 – масса водорода, полученная за счет пароциркониевой реакции

Таблица 2

Сравнительная хронология расчетов переходного процесса для ИС «максимальная проектная авария» (2×Ду850 мм) с полным обесточиванием блока и отказом активных САОЗ

Событие	Время с момента ИС, с		
	RELAP / SCDAPSIM	MELCOR	ФЭИ
Возникновение течи 2×Ду850 мм	0	0	0
Срабатывание АЗ-1	0,3	0,3	0
Внешнее обесточивание	0,3	0,3	0
Начало срабатывания ГЕ САОЗ	10	10	5
Окончание работы ГЕ САОЗ	72	72	61
Начало разогрева топлива	95	110	420
Начало интенсивной генерации водорода	350	400	720
Завершение интенсивной генерации водорода в реакторе	1600	1250	4000
Проплавление корпуса	–	7900	7370
Завершение расчета	3500	7900	–
Полная масса водорода (кг)	133	210	340

В таблице 2 приведена сравнительная хронология переходного процесса для исходного события, рассчитанная при помощи кодов RELAP/SCDAPSIM и MELCOR 1.8.5 и полученная *Физико-энергетическим институтом* (ФЭИ) имени А.И. Лейпунского (Российская Федерация, г. Обнинск) с использованием кодов СОКРАТ, ГЕФЕСТ и КУПОЛ-М [6,7].

Анализ табл. 2 показывает, что на ранней фазе аварии (до окончания срабатывания ГЕ СА03) все результаты имеют хорошее согласование. Различия в моментах начала разогрева топлива и генерации водорода обусловлены как нодализацией, так и моделями двухфазного истечения, используемыми в разных кодах.

В расчетах по RELAP/SCDAPSIM масса водорода, образовавшегося в реакторе, существенно ниже результатов как полученных в ФЭИ, так и рассчитанных при помощи модели MELCOR. В то же время соответствие результатов использования рассматриваемых компьютерных кодов для полной массы выделившегося водорода, учитывая существенные различия в нодализации реактора и в реализации моделей физических процессов, следует признать удовлетворительным.

РАСЧЕТ ИСХОДНОГО СОБЫТИЯ «ПОЛНОЕ ОБЕСТОЧИВАНИЕ БЛОКА С ПОТЕРЕЙ ПОДПИТКИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ И ТЕПЛОТВОДА ПО ВТОРОМУ КОНТУРУ»

В результате обесточивания блока формируется сигнал АЗ-1, закрывается стопорный клапан турбогенератора и отключается турбопитательный насос (ТПН), главные циркуляционные насосы (ГЦН) переходят в режим выбега. Формируются сигналы запуска дизель-генератора, но, в силу постулируемых отказов, запуск ДГ не происходит. Наличие питания от резервной дизель-электростанции не учитывается (полное обесточивание блока). В результате оказываются неработоспособными активные системы безопасности, включая аварийные питательные насосы (АПЭН).

Также не учитывается работа БРУ-А, запитанных от источников первой категории надежности, ввиду ограниченной емкости аккумуляторных батарей и значительной неопределенности времени их полного разряда. Таким образом, теплоотвод на начальной стадии аварии после завершения выбега ГЦН осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя первого контура к котловой воде в ПГ и далее с паром через импульсное предохранительное устройство (ИПУ) ПГ – в атмосферу.

По мере снижения уровня котловой воды в ПГ теплоотвод от первого контура ухудшается. Это приводит к росту параметров первого контура (температура теплоносителя и давление).

В соответствии с руководством по управлению запроектными авариями, определяющими порядок действий персонала на блочном щите управления (БЩУ) по управлению запроектными авариями на стадии предотвращения расплавления активной зоны, рассматриваются действия оператора по открытию линии аварийного газоудаления и одного ИПУ КД для снижения давления в первом контуре. Эти меры направлены на обеспечение подачи воды в реактор из ГЕ СА03 и исключение плавления активной зоны при высоком давлении первого контура. Одновременно ставится задача по увеличению времени до начала оголения и разогрева активной зоны, что повышает вероятность восстановления электропитания. Следовательно, открытие линий аварийного газоудаления и ИПУ КД целесообразно в более поздний период, однако время открытия ар-

матуры не должно превышать времени полного разряда аккумуляторных батарей, от которых запитаны ответственные потребители первой категории. В расчетах, выполненных ФЭИ, минимальное время надежной работы аккумуляторных батарей принималось равным одному часу. Фактически, это время и определяло момент выполнения оператором действия по декомпрессии первого контура для снижения давления в реакторе ниже уставки срабатывания гидроемкостей САОЗ.

После открытия системы аварийного газоудаления (САГ) и ИПУ КД начинается потеря теплоносителя первого контура. Это приводит к понижению уровня воды в реакторе. Возникает кипение теплоносителя в активной зоне. Вследствие запаривания ГЦТ и снижения уровня котловой воды в ПГ расход естественной циркуляции теплоносителя первого контура в петлях прекращается. В дальнейшем основной теплоотвод осуществляется сбросом теплоносителя первого контура в бак-барбатер (ББ) и далее в гермообъем (ГО).

Резкое снижение уровня теплоносителя в активной зоне начинается на 6300-й секунде аварии. Это приводит к прогрессирующему оголению твэлов, потере теплоотвода от активной зоны и разогреву топлива (рис. 4). Интенсивная генерация водорода начинается после 7000-й секунды.

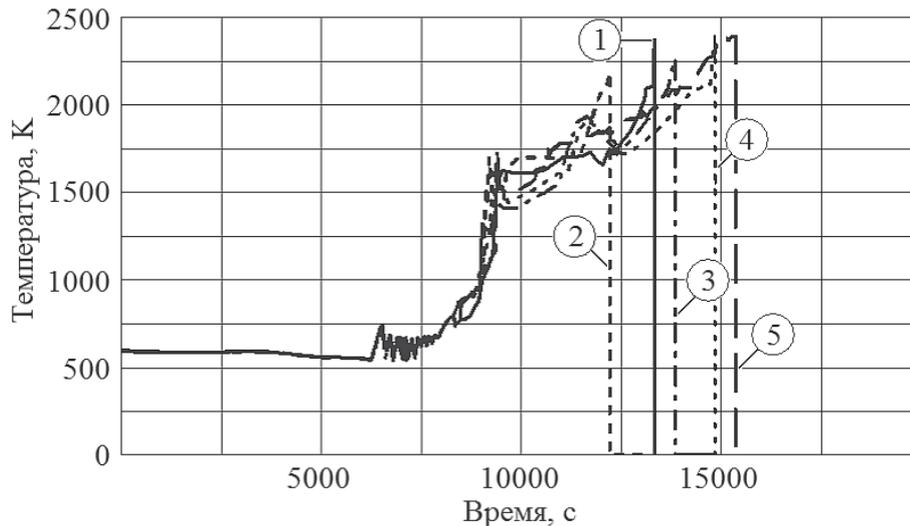


Рис. 4. Температура оболочек твэлов 12-го аксиального уровня по радиальным зонам: 1 – радиальная зона № 1 (центральная); 2 – радиальная зона № 2; 3 – радиальная зона № 3; 4 – радиальная зона № 4; 5 – радиальная зона № 5 (внешняя)

Срабатывание ГЕ САОЗ начинается на 6350-й секунде с момента ИС и продолжается вплоть до завершения расчета. В силу недостаточно быстрого снижения давления в реакторе расход из ГЕ САОЗ не компенсирует потерь теплоносителя первого контура по линиям САГ и через ИПУ КД. После 9000 секунд с момента ИС происходит прогрессирующее разрушение активной зоны. После опустошения реактора вследствие недостатка водяного пара интенсивное образование водорода заканчивается по истечении 20000 секунд с момента ИС аварии.

На момент окончания расчета полная масса водорода, образовавшегося в реакторе, составила около 500 кг (рис. 5).

Результаты расчета, выполненные с использованием кода MELCOR, и их сравнение с результатами других кодов представлены в табл. 3.

Анализ табл. 2 показывает, что результаты расчетов не только согласуются качественно, но и имеют хорошее количественное совпадение. Рассогласование ре-

зультатов объясняется отличиями нодализационных схем, моделей двухфазного истечения и т.п.

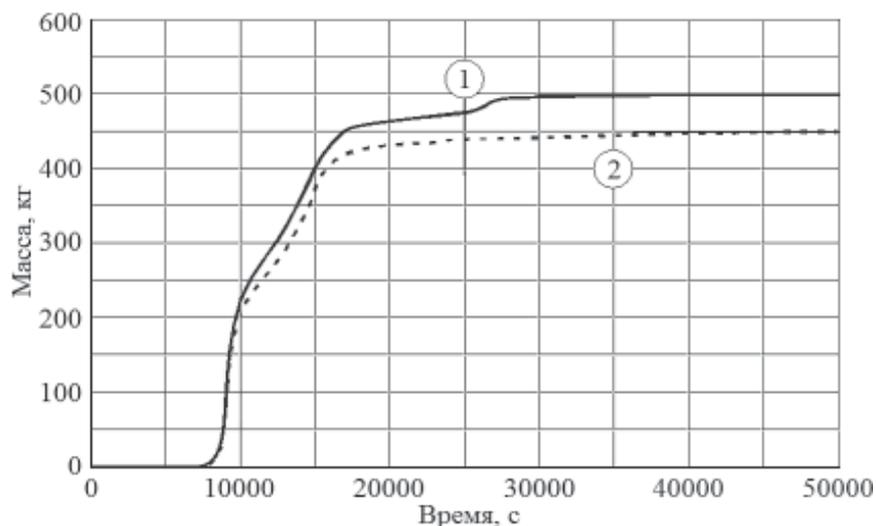


Рис. 5. Масса водорода, сгенерированного внутри реактора: 1 – полная масса водорода; 2 – масса водорода, полученная за счет парциркулиевой реакции

Таблица 3

Сравнительная хронология расчетов переходного процесса для ИС «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру»

Событие	Время с момента ИС, с		
	MELCOR	RELAP / SCDAP	ФЭИ
Полное обесточивание блока (ИС)	0	0	0
Срабатывание АЗ-1	2,3	2,3	0
Открытие САГ из реактора и КД на ББ	3600	3600	3600
Начало срабатывания ГЕ САОЗ	6350	5600	4200
Окончание работы ГЕ САОЗ	36000	24700	6600
Начало разогрева топлива	6000	7600	7200
Начало интенсивной генерации водорода	7000	10000	8700
Завершение интенсивной генерации водорода в реакторе	20000	22500	17000
Начало перемещения кориума в НКР	9050	13800	13200
Полная масса водорода (кг), сгенерированного внутри реактора	500	1120	860

Таким образом, можно сделать следующий вывод: разработанная модель РУ для кода MELCOR физически корректна и способна правильно и с достаточной степенью точности описать процессы в реакторе при тяжелом повреждении топлива для рассматриваемого исходного события.

УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЕЙ

В качестве примера изменения протекания аварии при воздействии на различные элементы РУ приводится «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру», выполненного с помощью кода RELAP/SCDAP (табл. 4).

Воздействие принято оказывать на ИПУ ПГ. Рассчитываются три сценария: без открытия ИПУ КД, с открытием одного ИПУ КД и двух ИПУ КД. Во всех расчетах на 3600-й секунде происходит открытие линий аварийного газоудаления.

Таблица 4

Хронология расчетов переходного процесса для ИС «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру» с различным количеством используемых ИПУ КД

Хронология аварии с открытием различного числа ИПУ КД	Время с момента ИС, с		
	0 ИПУ КД	1 ИПУ КД	2 ИПУ КД
Открытие САГ из реактора	6200	6200	6200
Открытие САГ из КД	7100	7100	7100
Открытие ИПУ КД	–	7100	7100
Начало слива ГЕ САОЗ	9000	8400	8400
Опустошение ГЕ САОЗ	–	–	28800
Начало разогрева топлива	7400	8700	13200
Залив а.з. со снижением T твэла	–	–	–
Начало генерации водорода	8400	12100	16200
Начало разрушения активной зоны	9200	15000	24500
Отказ корпуса реактора	~22000	~30000	~40000

Анализ результатов показывает, что при открытии большего количества ИПУ КД увеличивается время до разрушения АЗ и, соответственно, корпуса реактора. Подобные расчеты следует использовать при разработке методических указаний для персонала БЩУ и кризисных центров, участвующих в аварийном реагировании. Это позволит максимально полно использовать возможности всего существующего оборудования АЭС, включая оборудование, которое не является частью проектных систем безопасности.

ВЫВОДЫ

Подтверждается необходимость работ по созданию математических моделей энергоблоков для изучения процессов, происходящих при тяжелых авариях. Результаты, полученные с помощью таких моделей, необходимо учитывать при разработке методических указаний для персонала БЩУ и кризисных центров, чтобы повысить уровень безопасности АЭС и минимизировать последствия возможных тяжелых аварий.

Результаты численного моделирования показали высокую согласованность и реалистичность. Рассмотренные коды могут быть использованы при расчетном обосновании стратегий управления тяжелыми авариями и разработке РУТА для АЭС Украины.

Литература

1. Nureg/Cr-6119, Sand2000-2417/1, MELCOR Computer Code Manuals Version 1.8.5.
2. База данных по ЯЭУ энергоблока №1 ЮУАЭС (этап 3 по Договору №06/03-06 от 6.04.2006.)
3. Nureg/Cr-6150, Inel-96/0422, SCDAP/RELAP5/Mod3.2 Code Manual.
4. Разработка и валидация модели RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 для анализа ТАЭБ №1 ЮУАЭС (этап 4 по плану-заказу № 286-02-10/41 от 26.02.2010).
5. MELCOR code revisions, Working paper R. K. Cole, Jr. Sandia National Laboratories, Rev4 (Version 1.8 RL).
6. Разработка мер по обеспечению водородной безопасности при запроектных авариях для энергоблока №3 ЮУАЭС. Расчет образования и распределения водорода по помещениям зоны локализации аварий. / Отчет НИР/ГНЦРФ-ФЭИ. – Обнинск, 2008.
7. Разработка мер по обеспечению водородной безопасности при запроектных авариях для энергоблока №1 ЮУАЭС. Расчет распределения водорода по помещениям зоны локализации аварий. / Отчет НИР/ГНЦРФ-ФЭИ. – Обнинск, 2008.

Поступила в редакцию 18.12.2012

Belozеров V.I., Shilina A.S., Ananieva O.A., Kunizina T.E., Gordienko A.B.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 8 pages, 5 illustrations. References, 10 titles.

The paper presents the results of research on hydrogen generation in heterogeneous compositions containing aluminum, liquid sodium glass, crystalline sodium metasilicate and water of varying salinity. Found that silicon reagents remove the passivation oxide coating on the surface of aluminum and its translation into an activated state, effectively decompose water into hydrogen. Chemical decomposition into hydrogen efficiently are aqueous solutions with varying degrees of mineralization. The process of generating hydrogen is carried out at low temperatures and atmospheric pressure at high speed and theoretically limiting the release of hydrogen H_2 0.12 kg / 1 kg of Al. The study of chemical processes of decomposition and removal of surface oxide films and the generation of hydrogen from restoration water by reactor metallic materials is one of the tasks of hydrogen safety for nuclear power plants.

УДК 621.039.586.001.57

Application of computer codes RELAP\SCDAP and MELCOR for the analysis of management of WWER-1000 accidents \ Samokhin D.S., Chuklin A.A.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 10 pages, 4 tables, 5 illustrations. References, 7 titles.

The article describes the problem of shortage of significant information about the processes occurring in a nuclear reactor during heavy failure, about parameters of these processes, and as consequence, absence of optimum actions for management of heavy failures. The article gives a description of power plants, performed with the code MELCOR. There is compares the results of calculations of WWER-1000 severe accidents generated by means computer codes MELCOR and RELAP/SCDAP.

УДК 621.039.586: 536.42

About the Nature of the course of BN Reactor beyond Design Accidents under post-accident Core Materials Relocation \ Vlasichev G.N.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 7 pages, 3 illustrations. References, 22 titles.

In the safety analysis of BN reactor accepted division of beyond design accident into four stages: initial, transitional, post-accident material relocation and post-accident heat removal. Formed in transitional stage as a result of the molten cladding relocation and solidification initial steel blockages of channels for a while impede the flow down of liquid fuel and form a solid foundation for the pool. To move the fuel in channels it is required at first a melting of blockages. After reactor shutdown it is possible in the case of insufficient heat to the surrounding fuel assemblies. Under melt-through of blockage the melt will be flow into the channels between the yet solid parts of the fuel rods at some length, it hardens there and again forms a layer of blockages. As a result, the process of heat-generating mass moving will be not smooth, and the intermittent nature and will consist of repeating phases: melt-through of blockages layer, leaking of melt at some length and solidification, the melting of the next layer, etc.

УДК 620.172.251.222

Mechanical properties of E110 alloy at temperature range up to 1273K \ Izmalkov I.N., Loshmanov L.P., Kostyukhina A.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 7 pages, 4 illustrations. References, 22 titles.

E110 alloy is one of the main structural materials of VVER type reactor core. The effect of temperature up to 1273 K and strain rate on the mechanical properties of the E110 alloy have been studied. The ring samples manufactured from VVER fuel rod cladding was tested. Tests have been conducted in the air and in a vacuum. As a result the strength and ductility properties of E110 alloy have been developed.

УДК 621.039.54

Hybrid technique for shielding calculations on basis of CADIS \ Suslov I. R., Lyamcev I.A., Chernov S.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 9 pages, 3 tables, 3 illustrations. References, 20 titles.

Presented a hybrid technique for shielding calculation that uses continuous energy Monte Carlo