

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-1-54-60>

УДК 621.039.58:658.511.3

СТРУКТУРИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ ВЗАИМОДЕЙСТВИЮ КОРИУМА С КОНСТРУКЦИОННЫМИ МАТЕРИАЛАМИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА В ВИДЕ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ

Семенова А.В., Бакланова Ю.Ю., Вурим А.Д.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В филиале «Институт атомной энергии» Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (далее ИАЭ НЯЦ РК) исследования в области безопасности атомной энергетики проводятся с конца 1982 года. На сегодняшний день в результате этих исследований накоплен большой объем экспериментальных данных, которые уже нашли применение при создании, верификации и валидации расчетных кодов, предназначенных для анализа поведения ядерных реакторов в переходных и аварийных режимах эксплуатации, включая анализ состояния реактора в процессе развития тяжелой аварии с плавлением топлива. Вместе с тем, положительный эффект применения этих данных существенно снижается отсутствием системного подхода к решению как задач сбора, обработки и хранения экспериментальных результатов, так и задач планирования и проведения экспериментов для получения данных, недостающих для создания законченной картины процесса развития тяжелой аварии. В этой связи очевидным является тот факт, что обобщение данных по основным критериям в виде информационно-аналитической системы (ИАС) позволит создать многофункциональный инструмент для их хранения, обработки и анализа и повысить эффективность их полезного применения. **Ключевые слова:** информационно-аналитическая система данных, тяжелая авария, экспериментальное моделирование, ядерный реактор, кориум.

ВВЕДЕНИЕ

Изучение процессов, лежащих в основе принципов действия и конструктивного оформления пассивных систем безопасности водоохлаждаемого реактора, осуществляется на экспериментальных установках стендов «АНГАРА» и «ВЧГ-135» ИАЭ НЯЦ РК. Данные стенды позволяют проводить физическое моделирование процессов, характерных для конечной стадии аварии с потерей теплоносителя (авария типа LOCA), в частности процессов, связанных с взаимодействием расплава активной зоны реактора (кориума) с:

- теплоносителем (вода);
- бетонной ловушкой (модель бетонных конструкций реактора);
- кандидатными материалами для защиты ловушки;
- моделью днища силового корпуса реактора.

При этом варьируются такие параметры как состав расплава, остаточное энерговыделение расплава в процессе удержания, способ охлаждения ловушки расплава и т.д.

Экспериментальные работы по физическому моделированию тяжелых аварий проводятся во многих исследовательских центрах мира. В качестве примера можно привести такие крупные проекты по исследованию ранней фазы аварии по программам RHEBUS (Франция), CORA (Германия), CODEX (Венгрия), а также исследования поздней фазы в экспериментах FARO, KROTOS, «РАСПЛАВ» (Россия), MACE, WETCOR и SWISS (совместные международные проекты) [1]. Анализ результатов, полученных в известных проектах [2–14], показал, что дан-

ные, полученные на экспериментальной установке ЛАВА-Б (стенд «АНГАРА») в ИАЭ НЯЦ РК, не уступают по своему диапазону данным, полученным на любой отдельно взятой установке других стран [1]. Выполнение работ в НЯЦ РК в рамках международных проектов по исследованию процессов тяжелой аварии с плавлением активной зоны ядерного реактора и удержанием расплава в корпусе реактора позволило получить уникальные экспериментальные данные, качество которых было высоко оценено участниками проектов и зарубежными экспертами, занимающимися вопросами безопасности ядерных реакторов.

Широкий спектр конкретных экспериментальных задач, которые были решены с использованием возможностей стендов «АНГАРА» и «ВЧГ-135», предопределил многообразие полученной в экспериментах информации. Но бесспорным является тот факт, что эта информация имеет множественные общие признаки, являющиеся проявлением общности основной цели – исследования процессов, сопровождающих развитие тяжелой аварии водоохлаждаемого ядерного реактора, которая может быть достигнута только в результате комплексного анализа всех полученных данных в их совокупности. Наиболее предпочтительным методом проведения такого анализа данных экспериментов является обобщение данных по основным критериям в виде ИАС.

1 ФУНКЦИИ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ

В первую очередь, ИАС создается как внутренний ресурс использования результатов экспериментальных работ, выполняемых на протяжении последних

нескольких десятилетий. С ее помощью будут решаться следующие задачи:

- архивация оцифрованной проектной и научно-технической документации, что позволит сохранить научные знания и обеспечить их преемственность для следующего поколения и их развития;
- обеспечение быстрого доступа к необходимым данным без рутинного поиска в массиве отчетной документации;
- сравнение данных, схожих по концепциям экспериментов, но имеющих отличающиеся исходные условия;
- валидация расчетных методик, алгоритмов и расчетных кодов, что повысит их достоверность при последующем анализе;
- осуществление комплексного анализа и обобщение результатов по основным критериям с дальнейшей возможностью разработки рекомендаций по условиям проведения последующих экспериментов с целью восполнения существующих пробелов и др.

Моделирование развития тяжелой аварии является сложной задачей, которая может быть сформулирована как задача нестационарного тепло-массообмена с химическими реакциями в неравновесной системе с тремя агрегатными состояниями вещества и изменяющейся топологией. Систематизация экспериментальных данных и комплексный анализ информации являются составляющими элементами решения таких проблем разработчиков кодов улучшенной оценки для моделирования тяжелых аварий и проектировщиков АЭС, как:

- описание высокотемпературных теплофизических и физико-химических процессов в широком диапазоне изменения параметров (прежде всего, температуры и состава сред);
- выявление эффектов, которые являются ключевыми для адекватного прогноза развития аварии;
- получение данных по физико-химическим свойствам высокотемпературных расплавов;
- оценка неопределенностей расчетных моделей, верификация и валидация расчетных программ.

2 ОБЩАЯ СТРУКТУРА ДАННЫХ В РАМКАХ ОДНОГО ПРОЕКТА

Первым уровнем систематизации данных экспериментального моделирования процессов тяжелой аварии на ядерном реакторе является категория исследуемых аварий: внутрикорпусная и внекорпусная. Согласно данным категориям, выполняется распределение проектов, ориентированных на изучение систем пассивной безопасности АЭС.

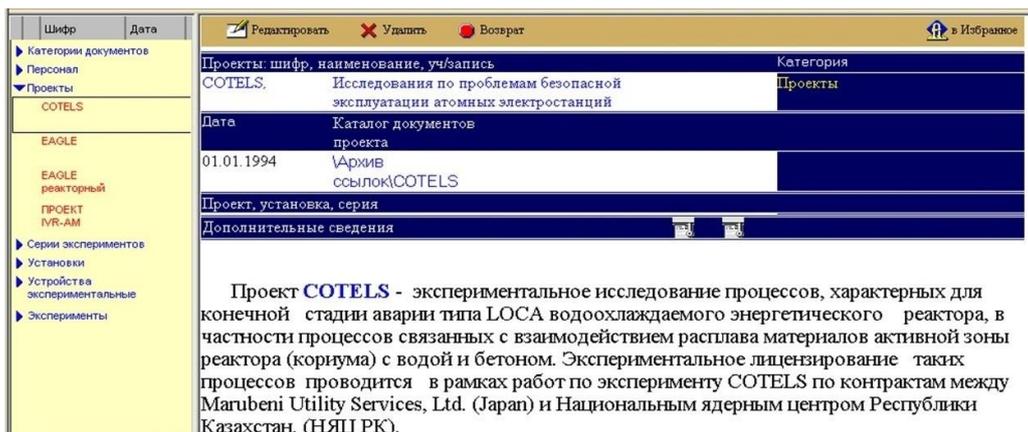
Вторым уровнем деления каждой из категорий является Проект (например, внекорпусная авария - COTELS, IVR-AM, CORMIT). Вся проектная документация, технические сопроводительные материалы, отчетные документы, а также информация, непосредственно связанной с экспериментами, распределяются согласно структурной подчиненности.

Предварительный анализ документов по каждому проекту, направленному на изучение определенного спектра параметров системы безопасности энергетических реакторов, показал, что их можно условно разделить на четыре группы.

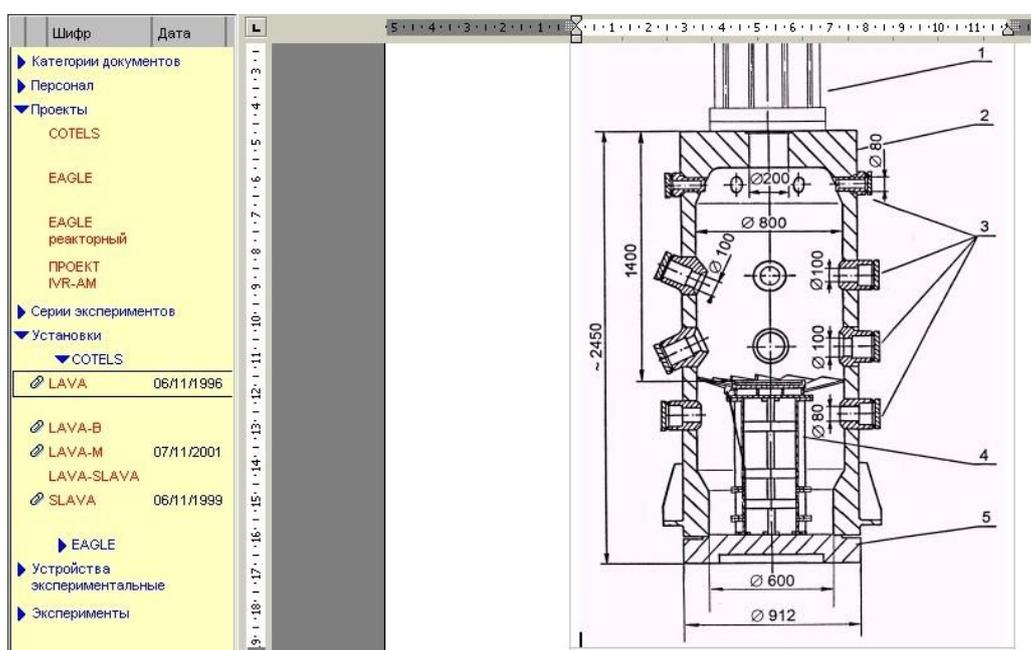
Первая группа документов включает вводную информацию для проведения экспериментов: цели и задачи серии экспериментов, а также конструкторские материалы по отдельным фрагментам экспериментальных установок и вспомогательным работам (рисунок 1). К особенностям этой группы относятся документы, подготовка которых, большей частью, происходит на бумажных носителях. Создание и использование оригиналов осуществляется ограниченным числом участников проекта, зачастую территориально разобщенных и, нередко, не имеющих доступа в корпоративную сеть предприятия. Данная группа наиболее подвержена риску потери информации и характеризуется слабой структуризацией, отсутствием поясняющих и обобщающих материалов. В то же время, эти документы способствуют успешному выполнению проекта, и их электронные копии необходимы и должны присутствовать в архиве, что обеспечит возможность восстановления общей картины проводимых работ.

К наиболее полным и регулярно получаемым данным относятся данные регистрации с информационно-измерительных систем и, соответственно, результаты их обработки. Это связано с четко установленными правилами обращения с измеряемыми параметрами в рамках экспериментальных исследований. Алгоритм обработки зарегистрированных данных должен предполагать создание, в первую очередь, исходного материала для теплофизических расчетов. Если учесть, что эксперименты подразделяются на серии с похожими характеристиками их проведения, то это предполагает однотипность процедуры обработки данных внутри серии.

К третьей группе документов относятся данные материаловедческих исследований. Основной отличительной особенностью этих документов является то, что их подготовка осуществляется большой и разнородной группой участников проекта, имеющих различную степень подготовки в работе с программным обеспечением. Это обуславливает разбросанность части данных по разным файлам, различные форматы оформления, возможное отсутствие части информации, отличие электронных копий от бумажных документов. При создании итоговых материалов архива такие документы требуют значительной подготовки и приведения их в надлежащий вид, что обусловлено существенным объемом работы, выполняемой вручную, и сверки с имеющимися данными на бумажных носителях. Данные, занесенные в базу, должны способствовать проведению экспресс-анализа результатов материаловедческих исследований экспериментов разных серий и созданию на его основе математических моделей.



а)



б)

Рисунок 1. Структура общей информации по проекту: а – краткая информация по проекту, б – конструктивная схема установки ЛАВА-Б

Четвертая группа включает итоговые отчетные документы за различные интервалы времени.

Третьим уровнем систематизации данных принята отдельная серия экспериментов, объединенных общей целью экспериментальных исследований. Данный уровень предполагает наличие более четкой структуры, содержащей детали каждого эксперимента и позволяющей проводить комплексный анализ внутри серии.

3 СТРУКТУРА ДАННЫХ В РАМКАХ СЕРИИ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Отдельная серия экспериментов, как правило, имеет ряд общих признаков: состав кориума, сценарий высокотемпературного взаимодействия конструкционных материалов с кориумом, условия нагрева и охлаждения системы, набор материаловедческих исследований результатов моделирования про-

цесса запроектной аварии и прочие. Описание отдельного эксперимента каждой серии осуществляется в информационном блоке ИАС по таким категориям как:

- входные данные;
- регистрируемые данные в процессе эксперимента;
- данные постэкспериментальных (материаловедческих) исследований (рисунок 2).

Для наделения ИАС аналитическими функциями разрабатывается набор параметров, которые необходимо будет определить или сравнить. Их условно можно разделить на две группы (рисунок 3):

- данные для подготовки эксперимента;
- обработка полученных экспериментальных данных.

СТРУКТУРИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ ВЗАИМОДЕЙСТВИЮ КОРИУМА С КОНСТРУКЦИОННЫМИ МАТЕРИАЛАМИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА В ВИДЕ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ

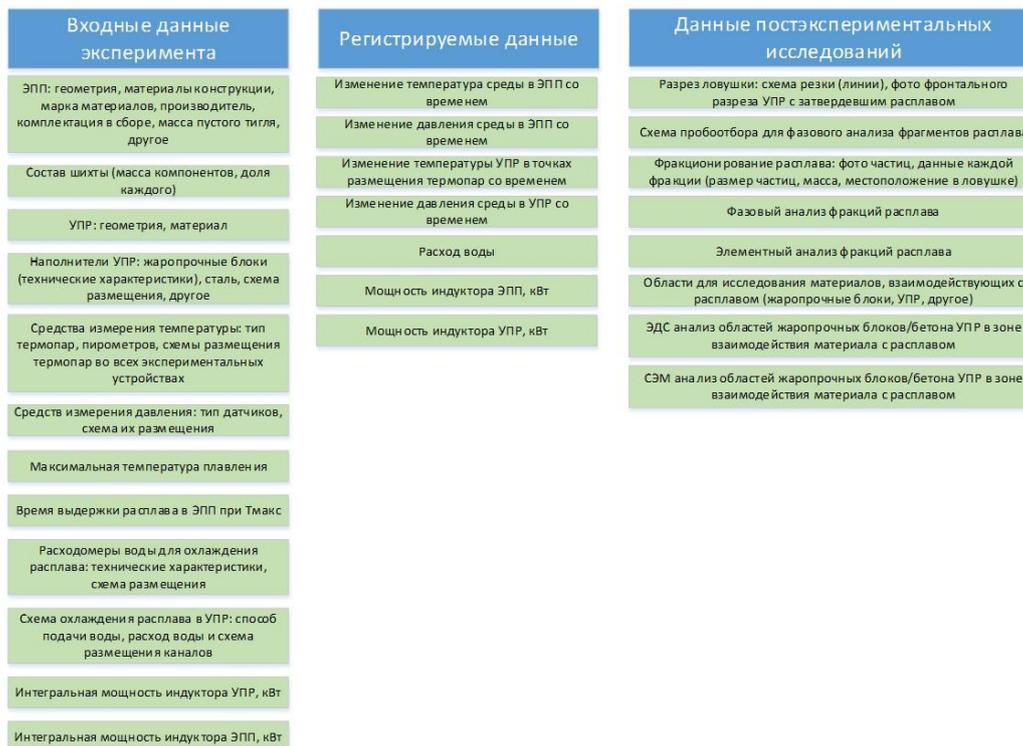


Рисунок 2. Информационный блок данных ИАС



Рисунок 3. Аналитический блок данных ИАС

Чтобы осуществлять какие-либо операции средствами ИАС, необходимо создать более четкие требования к ним. В качестве метода классификации информации будут использоваться кластерный и факторный анализы.

Кластерный анализ, который предполагает сбор данных и упорядочивание объектов в сравнительно однородные группы, позволит определить операционные блоки (кластеры), в которых данные будут как можно более схожи между собой внутри блока и как можно более отличаться в разных блоках. Для каждого кластера данных определяется их формат для занесения в ИАС.

Факторный анализ, применяемый для определения взаимосвязей между значениями переменных,

позволит:

- определить константы в каждой серии экспериментов;
- обозначить необходимый минимум переменных во входных параметрах;
- выполнять анализ характеристик согласно общим признакам (рисунок 4).

Наряду с созданием ИАС данных предполагается разработка программных приложений, которые смогут работать либо в конкретной имеющейся среде (с заданной конфигурацией аппаратных средств, топологией сети, используемой архитектурой и т. д.), либо в среде, специально создаваемой для конкретной информационной системы.



Рисунок 4. Схема передачи данных между блоками ИАС для выполнения анализа

При этом система будет считаться успешной, если на момент ее запуска и в течение всего времени ее эксплуатации можно обеспечить [15]:

- требуемую функциональность и степень адаптации к изменяющимся условиям функционирования;
- требуемую пропускную способность;
- требуемое время реакции системы;
- безотказную работу системы;
- простоту эксплуатации и поддержки системы;
- необходимую безопасность.

В связи с вышесказанным, при проектировании ИАС предусматривается, во-первых, определенная гибкость реализуемой системы: последняя должна обладать способностью не просто давать ответы на запросы, которые пользователь задает сегодня, но также в ней должна быть заложена возможность предвидения той информации, которую он захочет получить завтра. Во-вторых, обеспечивается требуемая пропускная способность и время реакции системы. И, в-третьих, при разработке среды функционирования информационной системы, должна быть гарантирована безотказность и безопасность работы системы, а также простота ее эксплуатации и техническая поддержка в процессе эксплуатации.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предлагаемая структура экспериментальных данных по высокотемпературному взаимодействию кориума с конструкционными материалами энергетического реактора позволит создать функциональную ИАС, которая будет способствовать дальнейшему развитию научно-технических работ в области исследований систем безопасности атомной энергетики. Благодаря быстрому доступу к необходимым данным и результатам исследований, возможности проводить расчеты входных параметров с использованием единого математического аппарата и комплексного анализа выходных параметров, повысится скорость и объем обрабатываемых данных, достоверность сравниваемых параметров, снизится количество ошибок при планировании экспериментов, увеличится повторяемость результатов, необходимых для анализа.

Сохранение научных данных обеспечит их доступность в будущем и откроет возможность оценки изменений свойств материалов с течением времени (например, структурно-фазовые характеристики активной зоны реактора, заключенной в бетонную ловушку после 20 лет выдержки).

Работы по ИАС нацелены на создание эффективного инструмента для архивации данных, математических методов определения входных параметров эксперимента и алгоритмов извлечения полезной информации для принятия решений по физическому моделированию процессов взаимодействия расплава активной зоны ядерного реактора с теплоносителем, конструкционными материалами устройства приема расплава и днища реактора.

Работа проводится в рамках Договора на грантовое финансирование с МОН РК по теме проекта AP09260704 «Информационно-аналитическая система данных, полученных при экспериментальном моделировании процессов тяжелой аварии на ядерном реакторе».

ЛИТЕРАТУРА

1. Бакланов, В.В. Взаимодействие кориума с корпусом водо-водяного энергетического реактора при тяжелой аварии: дис. ... канд. тех. наук: 01.04.07 / Бакланов Виктор Владимирович. – Томск, 2017. – 154 с.
2. Nuclear Safety Research in OECD Countries/Support Facilities for Existing and Advanced Reactors / Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2007)6 ISBN 978-92-64-99005-0 // OECD PUBLICATIONS, 2 rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16 \ Printed in France. – P. 107.
3. Гордон, Б.Г. Проблемы исследований на крупномасштабных экспериментальных установках / Б.Г. Гордон // Теплоэнергетика. – 1992. – № 10. – С. 8–12.
4. Haste T.J., K. Trambauer, Degraded Core Quench: Summary of Progress, 1996-1999, NEA/CSNI/R(99)23, February 2000.
5. OECD/CSNI Workshop “In-vessel core debris retention and coolability”. Summary and conclusions. Garching, Germany, March 3–6, 1998, NEA/CSNI/R(98)21. – Garching, 1998. – 31 p.
6. Hofmann, P. Chemical-physical behavior of light water reactor core components tested under severe reactor accident conditions in the CORA facility / P. Hofmann, S.

- Hagen, V. Noack, G. Schanz, L. Sepold // Nuclear Technology. – 1997. – V. 118. – P. 200–224.
- In-vessel core degradation in LWR severe accident: A state of the art report, EUR 16695 EN / T.J. Haste [et al.] // Luxembourg: European Commission, 1996. – 246 p.
 - WWER-specific features regarding core degradation: status report / Z. Hozer, K. Trambauer, J. Duspiva // NEA/CSNI/R (98)20, 1998. – 36 p.
 - Andersona, M.H. Experimental analysis of heat transfer within the AP600 containment under postulated accident conditions / M.H. Andersona, L.E. Herranzb, M.L. Corradini // Nuclear Engineering and Design. – 1998. – V. 185. – Iss. 2–3. – P. 153–172.
 - Афров, А.М. Методические особенности обоснования пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР-640 / А.М. Афров, М.Ф. Рогов, В.Г. Федоров, И.В. Кухтевич, В.В. Безлепкин, Ю.А. Мигров, В.Б. Хабенский // Теплоэнергетика. – 1996. – № 11. – С. 16–21.
 - Meyer, L. Experiments to investigate the low pressure corium dispersion in EPR geometry / L. Meyer // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Karlsruhe, November 15–18, 1999. – Karlsruhe, 2000. – P. 36–44.
 - Rouge, S. SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure / S. Rouge // Nuclear Engineering and Design. – 1997. – V. 169. – P. 185–195.
 - Скалозубов, В.И. Вопросы моделирования тяжелых аварий в корпусных реакторах / В.И. Скалозубов, В.Ю. Кочнева, В.Н. Колыханов, Г.Г. Габля // Ядерная и радиационная безопасность. – 2010. – Т. 4. – № 48. – С. 26–34.
 - Journeau, C. Two-dimensional interaction of oxidic corium with concretes: The VULCANO VB test series / C. Journeau, P. Piluso, J.F. Haquet, E. Boccaccio, V. Saldo, J.M. Bonnet, S. Malaval, L. Carénini, L. Brissonneau // Annals of Nuclear Energy. – 2009. – V. 36. – P. 1597–1613.
 - Есин, В.И. Методы разработки баз данных для информационных систем // Вісник Харківського національного університету. – No 1037. – 2012. – С. 64–72.
 - Gordon, B.G. Problemy issledovaniy na krupnomasshtabnykh eksperimental'nykh ustanovkakh / B.G. Gordon // Teploenergetika. – 1992. – No. 10. – P. 8–12.
 - Haste T.J., K. Trambauer, Degraded Core Quench: Summary of Progress, 1996-1999, NEA/CSNI/R(99)23, February 2000.
 - OECD/CSNI Workshop “In-vessel core debris retention and coolability”. Summary and conclusions. Garching, Germany, March 3–6, 1998, NEA/CSNI/R(98)21. – Garching, 1998. – 31 p.
 - Hofmann, P. Chemical-physical behavior of light water reactor core components tested under severe reactor accident conditions in the CORA facility / P. Hofmann, S. Hagen, V. Noack, G. Schanz, L. Sepold // Nuclear Technology. – 1997. – V. 118. – P. 200–224.
 - In-vessel core degradation in LWR severe accident: A state of the art report, EUR 16695 EN / T.J. Haste [et al.] // Luxembourg: European Commission, 1996. – 246 p.
 - WWER-specific features regarding core degradation: status report / Z. Hozer, K. Trambauer, J. Duspiva // NEA/CSNI/R (98)20, 1998. – 36 p.
 - Andersona, M.H. Experimental analysis of heat transfer within the AP600 containment under postulated accident conditions / M.H. Andersona, L.E. Herranzb, M.L. Corradini // Nuclear Engineering and Design. – 1998. – V. 185. – Iss. 2–3. – P. 153–172.
 - Afrov, A.M. Metodicheskie osobennosti obosnovaniya passivnykh sistem bezopasnosti AES s VVER 640 / A.M. Afrov, M.F. Rogov, V.G. Fedorov, I.V. Kukhtevich, V.V. Bezlepkina, Yu.A. Migrov, V.B. Khabenskiy // Teploenergetika. – 1996. – No. 11. – P. 16–21.
 - Meyer, L. Experiments to investigate the low pressure corium dispersion in EPR geometry / L. Meyer // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Karlsruhe, November 15–18, 1999. – Karlsruhe, 2000. – P. 36–44.
 - Rouge, S. SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure / S. Rouge // Nuclear Engineering and Design. – 1997. – V. 169. – P. 185–195.
 - Skalozubov, V.I. Voprosy modelirovaniya tyazhelykh avariy v korpusnykh reaktorakh / V.I. Skalozubov, V.Yu. Kochneva, V.N. Kolykhanov, G.G. Gablaya // Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost'. – 2010. – Vol. 4. – No. 48. – P. 26–34.
 - Journeau, C. Two-dimensional interaction of oxidic corium with concretes: The VULCANO VB test series / C. Journeau, P. Piluso, J.F. Haquet, E. Boccaccio, V. Saldo, J.M. Bonnet, S. Malaval, L. Carénini, L. Brissonneau // Annals of Nuclear Energy. – 2009. – V. 36. – P. 1597–1613.
 - Esin, V.I. Metody razrabotki baz dannykh dlya informatsionnykh sistem // Visnik Kharkivsk'ogo natsional'nogo universitetu. – No. 1037. – 2012. – P. 64–72.

REFERENCES

- Baklanov, V.V. Vzaimodeystvie koriuma s korpusom vodo-vodyanogo energeticheskogo reaktora pri tyazhelyy avarii: dis. ... kand. tekhn. nauk: 01.04.07 / Baklanov Viktor Vladimirovich. – Tomsk, 2017. – 154 p.
- Nuclear Safety Research in OECD Countries/Support Facilities for Existing and Advanced Reactors / Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2007)6 ISBN 978-92-64-99005-0 // OECD PUBLICATIONS, 2 rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16 \ Printed in France. – P. 107.

**АҚПАРАТТЫҚ-ТАЛДАУ ЖҮЙЕСІ ТҮРІНДЕГІ ЭНЕРГЕТИКАЛЫҚ РЕАКТОРДЫҢ
КОНСТРУКЦИЯЛЫҚ МАТЕРИАЛДАРЫМЕН КОРИУМНЫҢ ЖОҒАРЫ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ
ӨЗАРА ІС-ҚИМЫЛЫ БОЙЫНША ЭКСПЕРИМЕНТТІК ДЕРЕКТЕРДІ ҚҰРЫЛЫМДАУ**

А.В. Семенина, Ю.Ю. Бакланова, А.Д. Вурим

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатова, Қазақстан

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалында атом энергетикасының қауіпсіздігі саласындағы зерттеулер 1982 жылдың соңынан жүргізіледі. Бүгінгі таңда осы зерттеулердің нәтижесінде эксперименттік деректердің үлкен көлемі жинақталған, олар ядролық реакторлардың өтпелі және апаттық пайдалану режимдеріндегі бет алысын талдауға арналған есептеу кодтарын құру, тексеру және валидация кезінде, соның ішінде отынның балқуымен ауыр апаттың дамуы кезіндегі реактордың жағдайын талдауға арналған. Сонымен бірге, бұл деректерді қолданудың оң әсері эксперименттік нәтижелерді жинау, өңдеу және сақтау мәселелерін, сондай-ақ ауыр апаттың даму процесінің толық көрінісін жасау үшін жетіспейтін деректерді алу үшін эксперименттерді жоспарлау және жүргізу міндеттерін шешуге жүйелі тәсілдің болмауымен айтарлықтай төмендейді. Осыған байланысты ақпараттық-талдау жүйесі (АТЖ) түрінде негізгі критерийлер бойынша деректерді қорыту оларды сақтау, өңдеу және талдау үшін көп функциялы құрал жасауға және олардың пайдалы қолданылу тиімділігін арттыруға мүмкіндік беретіні айқын болып табылады.

Түйін сөздер: деректердің ақпараттық-талдамалы жүйесі, ауыр апат, эксперименттік модельдеу, ядролық реактор, кориум.

**STRUCTURING EXPERIMENTAL DATA ON HIGH-TEMPERATURE INTERACTION
BETWEEN CORIUM AND STRUCTURAL MATERIALS OF POWER REACTOR
AS INFORMATION-ANALYTICAL SYSTEM**

A.V. Semenina, Yu.Yu. Baklanova, A.D. Vurim

RSE NNC RK Branch “Institute of Atomic Energy”, Kurchatov, Kazakhstan

The RSE NNC RK branch “Institute of Atomic Energy” has been conducted investigations in the field of nuclear power safety since the late 1982. These investigations have recently resulted in accumulation of a vast amount of experimental data widely applied in creation, verification and validation of calculation codes intended to analyze behavior of nuclear reactors under transient and emergency modes including analysis of reactor conditions in the course of propagation of severe accident with fuel melting. However, a positive effect of application these data has drastically dropped because there is no systematic approach for solution such problems like collection, processing and storing of experimental results along with planning and conducting of the experiments to receive the data that are missed but required for complete understanding of severe accident propagation. In this connection it is obviously that data integration as information-analytical system (IAS) will make it possible to create multifunctional tool for data storing, processing and analysis as well as to get the data much more applicable useful.

Keywords: information and analytical data system, severe accident, experimental modeling, nuclear reactor, corium.