

Валидация теплогидравлической модели реактора ВВЭР-1000/В-320 для расчетного кода TRACE

Описаны основные особенности разработки и подходы к валидации расчетной теплогидравлической модели реактора ВВЭР-1000/В-320. По результатам валидации подтверждена применимость разработанной модели для проведения детерминистического анализа безопасности.

Ключевые слова: теплогидравлический анализ, расчетное моделирование, валидация модели, ВВЭР, TRACE.

С.Е. Яновський, О.І. Жабін, Ю. Ю. Воробйов, М. П. Вишемірський

Валідація теплогидравлічної моделі реактора ВВЕР-1000/В-320 для розрахункового кода TRACE

Описано основні особливості розробки і підходи для валідації моделі реактора ВВЕР-1000 /В-320. За результатами валідації підтверджено застосовність розробленої моделі для виконання детерміністичного аналізу безпеки.

Ключові слова: теплогидравлічний аналіз, розрахункове моделювання, валідація моделі, ВВЕР, TRACE.

Разработанный в США теплогидравлический код TRACE вобрал в себя лучшие модели и характеристики существующих расчетных кодов, таких как TRAC-P, TRAC-B, RELAP5, RAMONA, полученные за последние 30 лет в области расчетного моделирования теплогидравлических процессов, путем частичного объединения отдельных модулей этих кодов в инструмент для проведения детерминистического анализа безопасности атомных станций [1]. Использование кода TRACE для решения практических задач теплогидравлического анализа требует разработки соответствующей расчетной модели, которая отражает с определенными допущениями реальный физический объект — экспериментальную установку, исследовательский реактор, ядерную паропроизводящую установку (ЯППУ) энергоблока атомной станции. Для подтверждения корректности разработанной модели проводится ее валидация путем сравнения результатов расчетного моделирования с имеющимися экспериментальными данными, данными систем измерения моделируемого исследовательского реактора или энергоблока либо с результатами расчетов, полученными с применением других расчетных кодов.

Цель статьи — привести результаты валидации разработанной расчетной модели ЯППУ энергоблока с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320, проанализировать их, выявить имеющиеся ограничения и недостатки модели.

Разработка модели. В качестве основы при разработке расчетной модели ЯППУ энергоблока с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320 для кода TRACE использована разработанная ранее модель для системного теплогидравлического кода RELAP5/Mod.3.2. Теплогидравлические компоненты существующей модели «конвертированы» в формат кода TRACE с помощью приложения SNAP, что упростило задачу в части выбора подходов к моделированию компонентов энергоблока и существенно сократило время разработки [2]. Модель включает в себя реактор, циркуляционные петли, парогенераторы с уравнивателями, паропроводы до стопорных клапанов, систему основной, вспомогательной и аварийной питательной воды, технологические системы первого и второго контуров.

После конвертации теплогидравлических компонент (объемов и тепловых структур) смоделированы основные регуляторы, необходимые для достижения стационарного состояния, а в дальнейшем и модели защитных и управляющих систем безопасности для расчета переходных процессов при нормальной эксплуатации энергоблока, нарушениях нормальной эксплуатации, аварийных ситуациях и авариях. Нодализационные схемы модели энергоблока подробно описаны в [2, 3].

Расчет, проведенный для стационарного состояния энергоблока, показал соответствие параметров проектным с учетом погрешности их измерений.

Валидация модели. Одним из валидационных расчетов был выбран сценарий нарушения в работе энергоблока № 3 Ривненской АЭС «Неполадка главного предохранительного клапана ИПУ КД YP21S01 во время плановой проверки работоспособности реальным повышением давления в первом контуре перед пуском энергоблока № 3 РАЭС после ППР из-за подклинивания в седле золотника импульсного клапана YP21S04 после его открытия» [4]. Данное нарушение (см. [4]) характеризует поведение реакторной установки при течи теплоносителя первого контура из парового пространства компенсатора давления (КД) с последующей работой каналов CAO3 высокого давления (CAO3 ВД) и низкого давления (CAO3 НД) и позволяет подтвердить применимость модели для анализа процессов, связанных с течами первого контура.

При моделировании данного инцидента условия по второму контуру, определяемые в основном действиями оператора, задавались как граничные условия. Поскольку введение в работу и вывод каналов САОЗ ВД осуществлялись оператором вручную, данные события моделируются также граничными условиями расчета.

Основное внимание при валидации было уделено соответствию следующих параметров, которые важны для теплогидравлического анализа: мощности реактора, давлению первого и второго контура, температуре ниток ГЦТ, температуре на входе и выходе активной зоны, уровням в ПГ, расходам питательной воды, расходам САОЗ. При валидации расчетные параметры сравнивались с показаниями системы регистрации параметров на АЭС.

Анализ результатов. Темп и характер падения давления (рис. 1) первого контура хорошо совпадает с экспериментальными данными, что указывает на корректность модели клапана ИПУ КД и его расходной характеристики. Совместно расход через ИПУ КД и расход САОЗ ВД фактически определяют давление первого контура (см. рис. 9). Для рассматриваемого переходного процесса расходные характеристики каналов САОЗ ВД приведены в соответствие данным актов испытаний, проведенных на исследуемом

энергоблоке, что обеспечило отличное соответствие измеренного и расчетного значений расхода.

На промежутке времени 0–500 с совпадение изменения уровня в КД является хорошим. Далее различие значений уровня YP10L06 (рис. 2) обусловлено пределами измерения уровня в КД на энергоблоке, которое проводится по разнице давлений между врезкой в нижний патрубок КД и верхним рядом патрубков контрольно-измерительных приборов на цилиндрической части КД. База уровнемера равна 10 100 см, и верхний предел показаний составляет 10 м, что не позволяет вести измерения при больших уровнях.

По температуре теплоносителя на выходе из активной зоны (рис. 3) на временном интервале до 2600 с получено отличное совпадение результатов расчетов с показаниями систем измерения.

Вследствие открытия и неспадки ИПУ КД происходит быстрое снижение давления первого контура с достижением условий работы САОЗ ВД, что приводит к снижению температуры теплоносителя на входе и на выходе активной зоны. Давление при этом составляет около 55 кгс/см², температура на входе в реактор — около 70 °С. Скорость снижения температуры воды на входе в реактор превышает

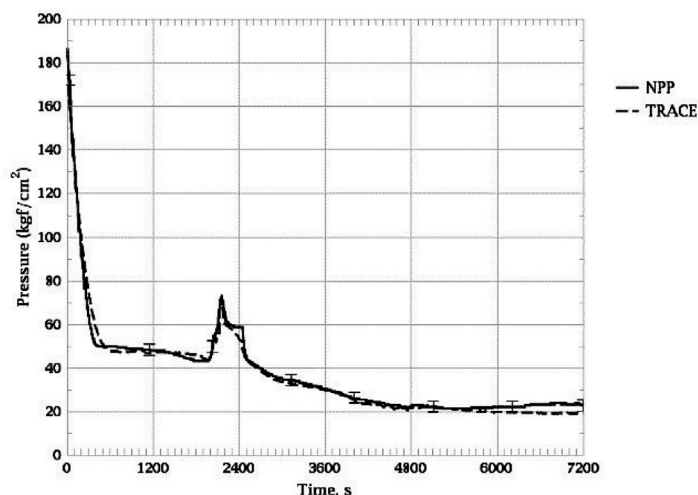


Рис. 1. Давление первого контура: NPP — данные АЭС; TRACE — расчетные данные

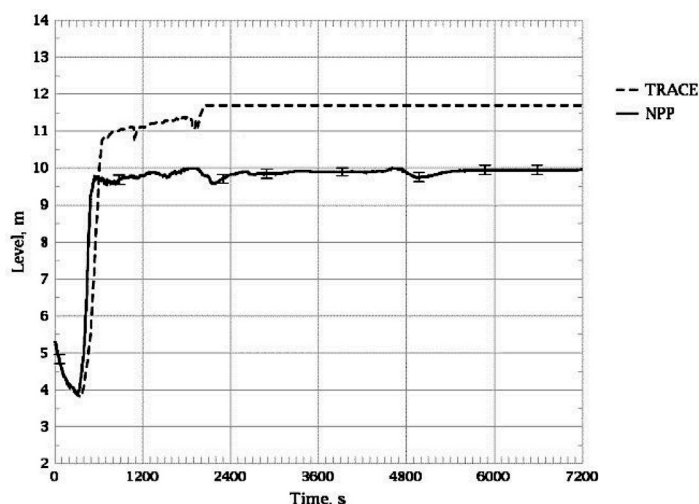


Рис. 2. Уровень в КД: NPP — данные АЭС; TRACE — расчетные данные

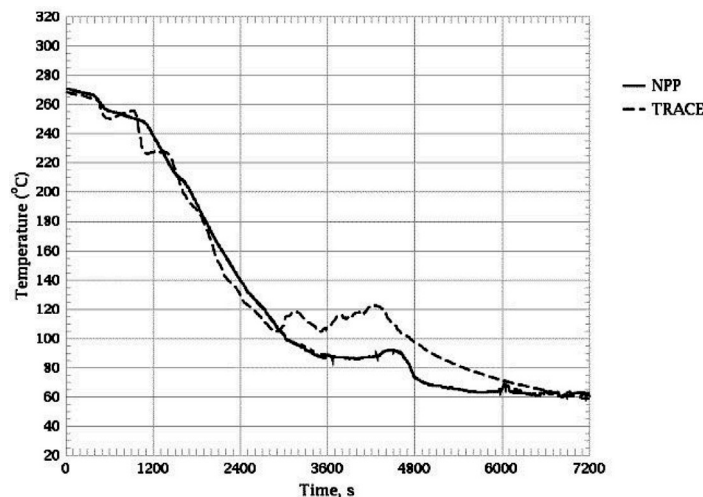


Рис. 3. Температура на выходе из активной зоны: NPP — данные АЭС; TRACE — расчетные данные

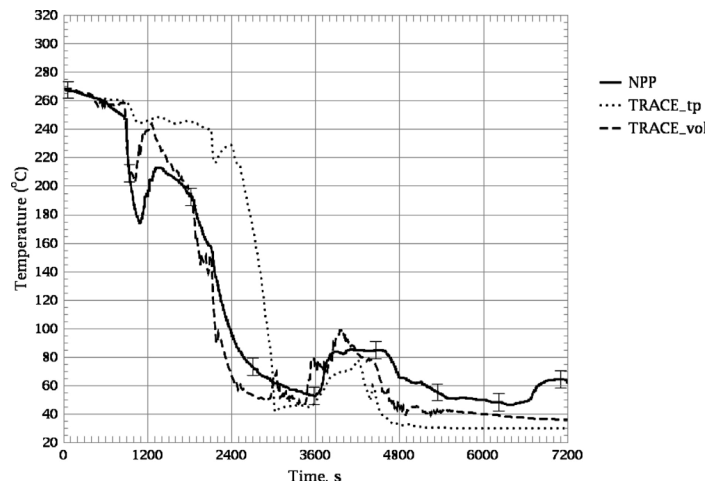


Рис. 4. Температура холодной нитки в петле № 1: NPP — данные АЭС; TRACE_tp — показания термопар модели; TRACE_vol — температура в расчетном объеме

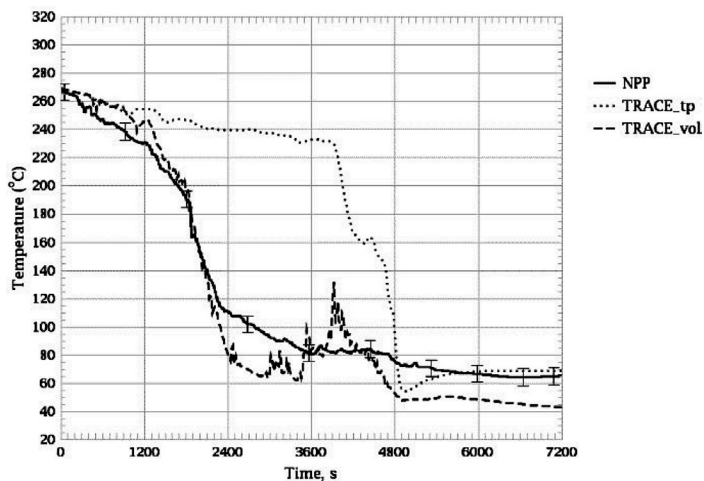


Рис. 5. Температура холодной нитки петли № 2 по показаниям термопар:
NPP — данные АЭС; TRACE_tp — показания термопар модели; TRACE_vol — температура в расчетном объеме

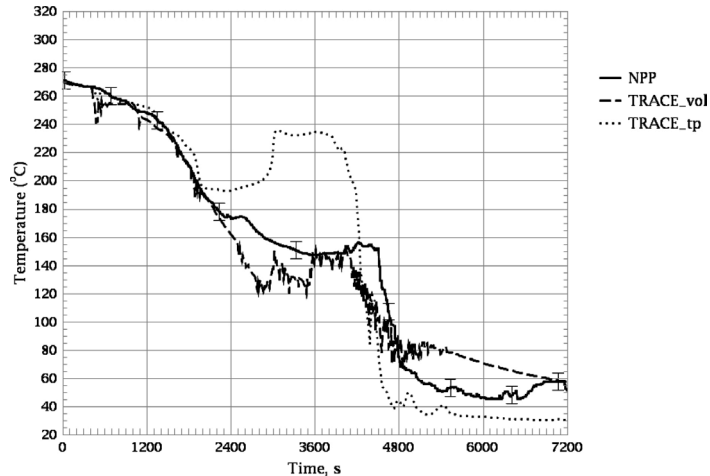


Рис. 6. Температура горячей нитки в петле № 1:
NPP — данные АЭС; TRACE_tp — показания термопар модели; TRACE_vol — температура в расчетном объеме

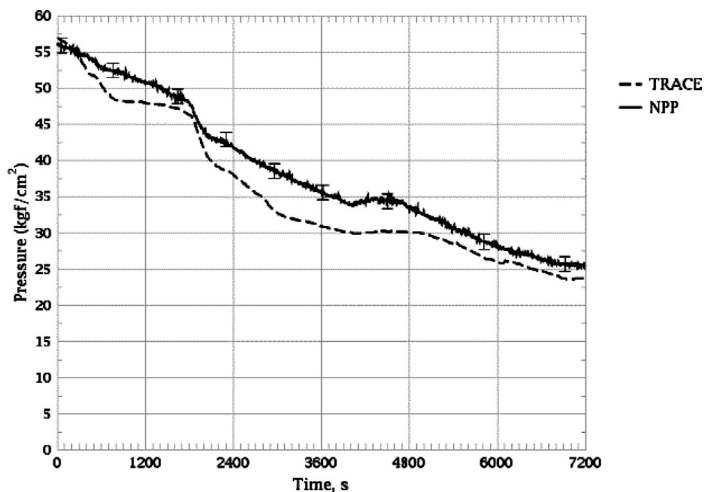


Рис. 7. Давление в ПГ-1:
NPP — данные АЭС; TRACE — расчетные данные

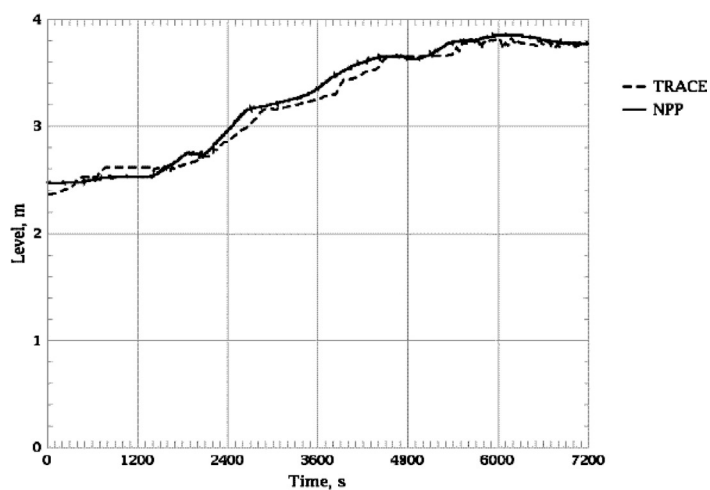


Рис. 8. Уровень в ПГ-1:
NPP — данные АЭС; TRACE — расчетные данные

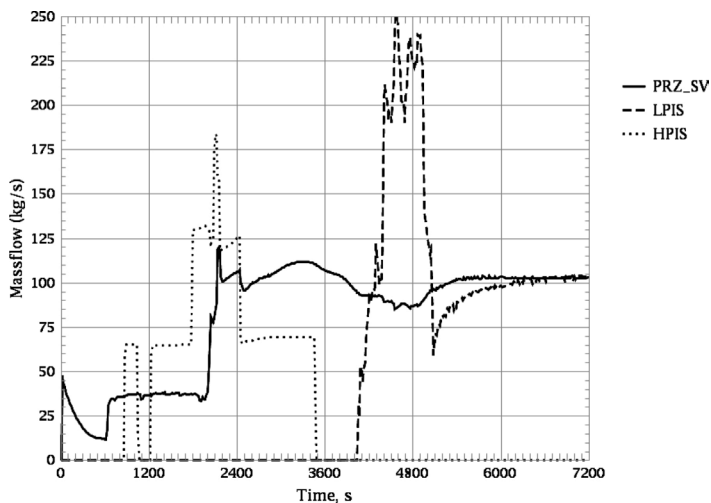


Рис. 9. Расход в течь и суммарные расходы насосов САОЗ ВД и САОЗ НД:
LPIS — САОЗ НД; HPIS — САОЗ ВД; RRZ_SV — ИПУ КД

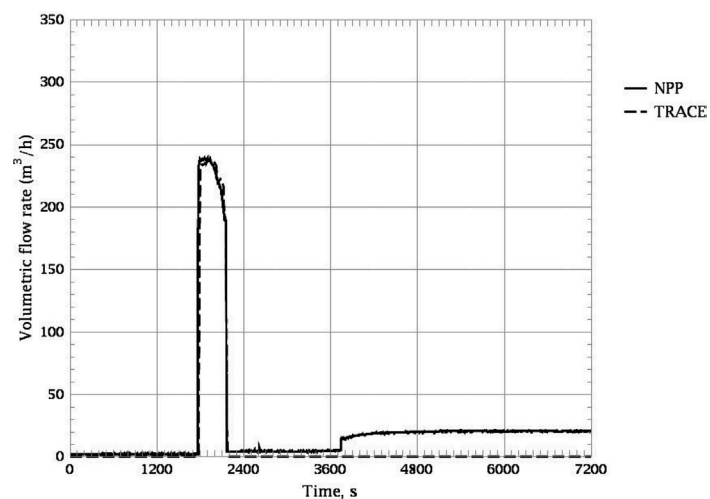


Рис. 10. Расход САОЗ ВД (TQ13):
NPP — данные АЭС; TRACE — расчетные данные

60 °С/ч (рис. 4–6). Таким образом, корпус реактора находится под угрозой термического удара под давлением, которую оператор может диагностировать по показаниям температуры термопар в холодных нитках ГЦТ с опозданием (рис. 4–6).

Одномерная расчетная модель петель не позволяет обеспечить корректное отображение поведения температуры в холодных и горячих нитках (см. рис. 4–6) в режиме, полученном в переходном процессе, вследствие усреднения параметров теплоносителя в расчетных объемах. В реальных петлях после прекращения принудительной циркуляции наблюдается термическая стратификация, что требует применения специфических подходов к моделированию данного явления при использовании системных теплогидравлических кодов в сосредоточенных параметрах и является узкоспециализированной задачей.

В переходном процессе величина давления в паропроводах «формируется» на основании данных по положению клапанов БРУ-К и БРУ-А-4 (рис. 7). Точность полученного расчетного давления в паропроводах ПГ в соответствии с критериями валидации оценивается как отличная и хорошая, что является достаточным. Работа паросбросных устройств (ПСУ) второго контура в данном расчете определяется действиями оператора и является граничным условием. Корректность модели ПСУ второго контура подтверждается фактом хорошего соответствия давления при совпадении положения штока.

В переходном процессе уровни в парогенераторах задаются как граничное условие, в виде уставки регулятора уровня соответствующего парогенератора (рис. 8). Точность поддержания уровня в парогенераторе отвечает критериям валидации и оценивается как отличная и хорошая, что является достаточным для граничных условий. Аналогично оценено и поведение расхода САОЗ ВД (рис. 10).

Выводы

В статье представлены краткие результаты разработки модели энергоблока с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320 для кода TRACE, а также одного из валидационных расчетов, которые подтвердили корректность модели и подходов, принятых при ее разработке, что дает возможность применения данной модели для выполнения расчетного анализа процессов в ЯППУ, включая режимы нормальной эксплуатации, нарушения нормальной эксплуатации, проектные и запроектные аварии. Однако процесс валидации на описаном нарушении также выявил ряд недостатков модели, связанных с одномерным моделированием ГЦТ, в котором при определенных условиях в реальности возникает термическая стратификация. В дальнейшем предполагается усовершенствование модели путем моделирования корпуса реактора с помощью трехмерного элемента VESSEL, а также реализация трехмерной кинетики реактора.

Список использованной литературы

1. TRACE V5.840 USER'S MANUAL. Vol. 1: Input Specification. Division of Safety Analysis Office of Nuclear Regulatory Research. U. S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC 20555-0001.894 p.
2. Підтримка в освоєнні комп'ютерних кодів, отриманих в рамках угод 2016 CAMP та CSARP. Переведення теплогідравлічної моделі ЯПВУ реактора типу ВВЕР-1000/В-320, розробленої для комп'ютерного коду RELAP5, у формат коду TRACE : Звіт про науково-дослідну роботу / ДНТЦ ЯРБ. К., 2015. — 168 с.
3. Підтримка в освоєнні комп'ютерних кодів, отриманих в рамках угод 2016 CAMP та CSARP. Валідація теплогідравлічної моделі ЯПВУ реактора типу ВВЕР-1000/В-320, розробленої для комп'ютерного коду TRACE : Звіт про науково-дослідну роботу / ДНТЦ ЯРБ. К., 2015. — 129 с.
4. Отчет о расследовании нарушения в работе РАЭС : Незакрытие главного предохранительного клапана ИПУ КД YP21S01 во время плановой проверки работоспособности реальным повышением давления в первом контуре перед пуском энергоблока № 3 после ППР из-за подклинивания в седле золотника импульсного клапана YP21S04 после его открытия /РАЭС. Кузнецовск, 2009. 56 с. (Отчет № 3 РОВ-П07-002-09-09D).

References

1. TRACE V5.840 USER'S MANUAL. Vol. 1: Input Specification. Division of Safety Analysis Office of Nuclear Regulatory Research. U. S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC 20555-0001, 894 p.
2. Support in Mastering Computer Codes Received within CAMP and CSARP 2016 Agreements. Transfer of NSSS Thermohydraulic Model of VVER-1000/V-320 Developed for RELAP5 Computer Code into TRACE Code Format. Research and Development Report [Pidtrymka v osvoienni kompiuternykh kodiv, otrymanykh v ramkakh ugod 2016 CAMP ta CSARP. Perevedennia teplohivdravlichnoi modeli YaPVU reaktora typu VVER-1000/V-320, rozroblenoї dlia kompiuternoho kodu RELAP5, u format kodu TRACE: Zvit pro naukovo-doslidnu robotu], SSTC NRS, Kyiv, 2015, 168 p. (Ukr)
3. Support in Mastering Computer Codes Received within CAMP and CAMP 2016 Agreements. Validation of NSSS Thermohydraulic Model of VVER-1000/V-320 Developed for TRACE Computer Code. Research and Development Report [Pidtrymka v osvoienni kompiuternykh kodiv, otrymanykh v ramkakh ugod 2016 CAMP and CSARP. Validatsiia teplohivdravlichnoi modeli YaPVU reaktora typu VVER-1000/V-320, rozroblenoї dlia kompiuternoho kodu TRACE: Zvit pro naukovo-doslidnu robotu], SSTC NRS, Kyiv, 2015, 129 p. (Ukr)
4. Report on the Investigation of RNPP Operational Events: Failure to Close Main Safety Valve PRZ PORV YP21S01 during Scheduled Checking of Operation by Real Pressure Increase in the Primary System before Startup of Unit 3 after Scheduled Outage due to Stacking of YP21S04 Valve in Spool after its Opening [Otchiot o rassledovanii narusheniia v rabote RAES: Nezakrytiie galvnoho predokhranitel'nogo klapana IPU KD YP21S01 vo vremia planovoi proverki rabotosposobnosti realnym povysheniem davleniia v pervom konture pered puskom energobloka No. 3 posle PPR iz-za podklinivaniia v sedle zolotnika impulsnogo klapana YP21S04 posle iego otkrytiia], RNPP, Kuznetsovsk, 2009, 56 p. (Otchiot No. 3 ROV-P07-002-09-09D). (Rus)

Получено 21.10.2016.