О подходе к изучению тяжелых аварий канальных кипящих реакторов (в основном при их перегреве остаточным тепловыделением).

А.Я. Крамеров, Д.А. Михайлов, РНЦ «Курчатовский институт».

Аннотация

Анализ неформального изучения мыслимых тяжелых аварий РБМК показал специфическую возможность и целесообразность упрощенного прагматического подхода, позволяющего избежать необходимости подробного изучения развития ТА глубоко в области тяжелых повреждений активной зоны (что неизбежно для корпусных реакторов типа ВВЭР и при формализованном академическом подходе к ТА).
Имеется ввиду возможно более полная феноменологическая ясность ключевых процессов и масштабов времен и последствий ТА,
-выявление узких неясных мест с небольшими запасами до неприемлемых последствий, определение задач соответствующих частных кодов и необходимого минимума доступных приоритетных НИОКР; и/или
-консервативный "обход" этих мест, определение и оценка доступных мер ослабления причин и последствий ТА.

Этот подход возможен в силу важных особенностей РБМК (слабое самогашение реакции деления, высокая теплоемкость зоны, механизмы поперечного отвода остаточного тепловыделения и т д), делающих неактуальным изучение высокотемпературного кориума и позволяющих остаться в основном вблизи пограничной области между "undamage and damage core".

На базе подобной идеологии и накопленного опыта в этом ключе ранее были выделены приоритетные типы потенциально опасных аварий и далее:
В 1-ой части (главы 1 и 2) основные группы аварий кратко оценены с указанных позиций и предложена минимизированная матрица приоритетных НИОКР для валидации оценок и расчетных кодов ЗПА РБМК.
Во 2-ой части (главы 3,4) в рамках упрощенного прагматического подхода вкратце обсуждены набор, специфические задачи и акценты расчетных кодов и возможных источников данных для их валидации.
В 3-ей части (главы 5,6,7) приведены краткий анализ и сравнение малоосвещенных пока проектов - возможных источников данных о поведении ТВС в условиях длительного аварийного осушения и остаточного тепловыделения:
в Канаде на реакторе NRU на модели сборки PWR полной длины;
-на короткой модели сборки твэлов РБМК в петле реактора ИГР ;
-на натурной облученной ТВС РБМК в бассейне выдержки э/блока на Стенде Интегральных Исследований ТА - СИИТА.

О подходе к изучению тяжелых аварий канальных кипящих реакторов (в основном при их перегреве остаточным тепловыделением).

Введение

Канальные УГР типа РБМК имеют такие же теплоноситель и топливо (пучки твэлов с таблетками слабообогащенной двуокиси урана в трубках из сплава циркония) как у корпусных легководных реакторах, но обладают важной **спецификой тяжелых аварий**, в частности:
-слабое самогашение реакции деления;
-сильный теплообмен с межканальным замедлителем и возможности поперечного "радиального" отвода остаточного тепловыделения из аварийно осушенных каналов в графит и неосушенные каналы и\или рассеяния части тепла в массивы биозащиты и окружающую среду помещений;
-осевой тепло и массообмен в паре без замкнутого контура его ЕЦ , влияющий также на условия парового голодания пароциркониевой реакции (ПЦР);
-длинные пучки ТВС в каналах , в массивах графита и биозащиты с длинными коммуникациями подвода и отвода теплоносителя в вентилируемом воздухе помещений разводки теплоносителя по каналам;
-опасность разрушения границы реакторного пространства (РП) при гипотетическом множественном разрыве каналов (МРТК).
-нарушение/ослабление общей причины разрыва группы каналов (такой как стагнация расхода воды или локальный рост мощности без сброса АЗ) при разрыве первого(ых) из них.

В результате феноменология и важные стадии ТА РБМК сильно отличаются от таковых , откристаллизовавшихся в ТА корпусных реакторов; например, *стадии ТА в ВВЭР:*
1. ожижжение\плавление ТВС,
2. трехмерный кориум в корзине активной зоны,
3. его прорыв в воду в днище корпуса , опасности реакции с водой и перегрева\проплавления днища,
4. попадание кориума в помещения (а. при высоком давлении, б. при низком давлении) и удержание в контайнменте.
Так стадии 2-4 могут быть много менее актуальными для РБМК, чем для ВВЭР, да и 1-ая стадия имеет в РБМК важные особенности [1].

В итоге в РБМК трудно опираться на большой мировой опыт количественного изучения ТА, и в условиях ограниченных ресурсов необходим посильный **прагматический подход (вместо академического** стремления к полному знанию).
Имеется ввиду возможно более полная феноменологическая ясность ключевых процессов и масштабов времен и последствий ТА,
-выявление узких неясных мест с небольшими запасами до неприемлемых последствий,
-консервативный "обход" этих мест, определение и оценка доступных мер ослабления причин и последствий ТА,
-выделение и проведение минимума доступных приоритетных исследований.

Важный компонент такой упрощенной прагматичной методологии таков - благодаря упомянутой специфике РБМК во многих случаях необходимо и можно избежать перехода в область больших разрушений активной зоны, *оставаясь в пределах применимости довольно хорошо валидированных кодов (см.гл.3)*

Далее имеется ввиду подобный прагматический подход; при этом систематический формализованный **набор** ТА и **ЗПА** заметно больше для РБМК, чем для ВВЭР из за дополнительно выделенного специфического барьера защиты (канала и РП) и
-разного масштаба вовлеченной в аварию части активной зоны: канал, группа каналов одного РГК, каналы одной петли охлаждения и все каналы реактора.
Для упрощения формализованный набор ЗПА/ТА РБМК *редуцирован* адекватно означенным целям до двух классов [2]:
1.ТА, развивающихся на мощности (6 групп аварий) и
2. ТА, развивающихся после глушения реактора (9 групп).

Проработана феноменология ТА, имеются и проводятся оценки и расчеты аварий, которые способствуют выявлению и обосновывают отбор указанных ниже в гл.1 "приоритетных" ТА и проблемы/акценты задач соответствующих расчетных кодов, см. работы [1-5] и другие.

В 1-ой части (главы 1 и 2) основные группы аварий кратко оценены с указанных позиций и предложена минимизированная матрица приоритетных НИОКР для валидации оценок главных ЗПА РБМК.
Во 2-ой части (главы 3,4) в рамках упрощенного прагматического подхода вкратце обсуждены набор, специфические задачи и акценты расчетных кодов и возможных источников данных для их валидации.
В 3-ей части (главы 5,6,7) приведены краткие данные и сравнение малоосвещенных источников данных : проектов изучения поведении ТВС в условиях длительного аварийного осушения и остаточного тепловыделения.

Это позволяет, в частности, видеть место ТА с длительным перегревом ТВС остаточным теплом, и место соответствующих полномасштабных опытов и оригинального Стенда Интегральных Исследований ТА (СИИТА) возможного благодаря особенностям РБМК.
Этого типа, но много более далекие от натуры и дорогие более прецезионные опыты на экспериментальных сборках полной длины при высокой температуре (FLHT tests) проводились на реакторе NRU в Канаде .
Они и СИИТА, а также возможности использования реактора ИГР для получения данных по ТА РБМК и рассмотрены в третьей части работы.

гл **1. Характеристики основных групп ЗПА/ТА РБМК**

1. На мощности развиваются и существенны следующие запроектные аварии (ЗПА):
1.1 Потеря расхода в одном канале;
1.2 Потеря подачи воды по основному пути из НК в один групповой коллектор при внедренном сигнале в блок АЗ ;
1.3 Частичная потеря отвода пара в конденсатор турбины с несрабатыванием АЗ по первому сигналу и отказом БРУК;
1.4 Постулируемые аварии типа ATWS;
1.5 Реактивностные аварии (РИА).

В связи с проблемами их изучения можно резюмировать:
По п.1.1 (**Потеря расхода в одном канале)**
Расчетные коды достаточно согласуются с имевшимися случаями подобного рода; последствия заведомо некатастрофичны. Расчетным и\или опытным путем можно уточнить/оценить некоторые пока недооцененные аспекты как то:
-роль задержки разрушения канала;
-роль выхода активности с утечкой при критическом частичном разрыве (КЧР) НВК, когда давление в сечении разрыва падает до уровня давления в БС.

По п.1.2 (**Потеря подачи воды из НК в один РГК)**
Достаточно трудно валидировать учет влияния ожидаемых в этом маловероятном случае поканальных колебаний расходов на температуру ТВС, перегрев пара и каналов, хотя достаточно ясно, что сохраняющийся байпассный расход воды в РГК через коллектор САОР исключает быстрое наступление тяжелых последствий.
С другой стороны внедрение АЗ по признакам падения расхода в РГК из НК вполне доступно, и тогда опасности перегрева ТВС и каналов вообще снимаются. Вероятность же потери расхода в РГК и последующего постулируемого несрабатывания АЗ (после его внедрения) достаточно мала, учитывая оцененные время развития и ограниченный масштаб последствий .

По п.1.3 (**Частичная потеря отвода пара в конденсаторы)** Расчетно-методологически эта авария не содержит серьезных проблем и вполне покрывается существующими системными ТГД кодами улучшенной оценки.
По существу вероятность ее низкая (неполное прикрытие СРК обеих турбин, например, вследствие роста частоты сети с "недоходом" давления после СРК до уставки АЗ + отказ АЗ по росту давления в БС + отказ БРУК), и меры устранения опасности переопрессовки КМПЦ ясны; переход в область разрушений активной зоны и несправедливости известных кодов не достигается.

По п.1.4 **(ATWS)** Надежность расчетов и оценок времен и масштабов перегревов активной зоны и больших разрушений при постулируемом отказе заглушения реактора , несмотря на достижение многих уставок АЗ после относительно вероятных проектных аварий (таких как потеря силовых собственных нужд или потеря конденсации пара или потеря питательной воды или потеря подачи воды от ГЦН) ,
определяется точностью 3-Д расчетов колебаний расходов, попадания в кризис, закризисной теплоотдачи, роста температур топлива и соответствующего снижения мощности - "самогашения" реактора. Эта точность пока неясна, и при положительной паровой реактивности возможны настолько быстрые и большие повреждения, что их детализация может быть и мало актуальной. Поэтому нужна вторая независимая АЗ, чтобы с должной надежностью исключить незаглушение реактора. (В 5-м э\блоке КАЭС паровой эффект неположителен , и ситуация может быть существенно лучше).
Замечание: В РБМК поглотители СУЗ работают в легких условиях (холодная вода низкого давления) , число независимых каналов СУЗ велико , и массовый отказ/заклинивание поглотителей по внутренней причине невероятен. А сложную логику сброса АЗ можно обойти дополнительными более "высокими" уставками АЗ с прямым обесточением муфт, удерживающих поглотители СУЗ.

При подобных постулируемых авариях типа ATWS отклонения параметров активной зоны от нормы очень велики, и едва ли можно надеяться на валидацию описания этих процессов на базе интегральных опытов.

По п.1.5 **(РИА)** Наиболее значимы как причины реактивностных аварий самоходы "неблагоприятных" групп стержней СУЗ, при которых экранируются сигналы ЛАЗ и до срабатывания ЛАЗ достигаются наиболее высокие локальные горбы мощности близлежащих каналов. По довольно надежным расчетам валидированным по опытным данным) горб охватывает около десятка каналов и достигает максимально 2-2.5 номинала. Это еще не приводит к сильному сокращению расхода (из за роста парового сопротивления) и существенному перегреву каналов. Впрочем запасы не очень велики , и желательно и возможно уточнить снижение расхода при росте мощности канала.
Разумеется при аварийном перегреве и потере плотности канала вырастет давление в РП, сработает АЗ и опасность перегрева других каналов будет снята.

Другой тип РИА - аварийное осушение контура каналов СУЗ с соответствующим ростом реактивности если в каналы не введены поглотители. Ввиду медленности гравитационного аварийного осушения КОСУЗ выбег мощности к моменту сброса АЗ по сигналам АЗМ и АЗС неопасен - мал.
В дальнейшем надо проверить, что осушение КОСУЗ при аварийном падении расхода в КОСУЗ не будет существенно ускорено из за подкипания воды на выходе каналов СУЗ. Оценки не дают этого эффекта, нужны более детальные расчеты.

2. Наиболее значимые ЗПА/ТА, которые сопровождаются глушением реактора и развиваются при остаточном тепловыделении:
2.1 Срыв циркуляции вследствие провала давления;
2.2 Потеря питания СН и невключение надежного питания от ДГ (типа blackout);
2.3 Аварии с потерей теплоносителя (АПТ = LOCA);
2.4 Аварии с МРТК, опасным для РП.

Краткий обзор результатов их изучения:
По п.2.1 (**Срыв циркуляции)** Провал давления со вскипанием воды в опуске контура циркуляции ведет к срыву ГЦН и глушению реактора, а при сильном запаривании опуска и накоплении пара в И-образных частях опуска может нарушиться и ЕЦ, и даже часть воды из активной зоны может быть выброшена в БС. В этом наиболее тяжелом случае будет идти барботажное испарение, вероятны пульсации расходов и не исключены временные запаривания групп каналов.
Расчеты подобных режимов достаточно сложны и неточны, но едва ли есть опасность существенного перегрева ТВС и , тем более, каналов, ввиду малой мощности остаточного тепловыделения и малой вероятности длительных периодов осушения каналов при пульсациях.
Лишь большой разрыв паропровода может повести к значительной потере и пара и даже воды при ее выбросе с паром в БС и далее - в разрыв паропровода. Этот аспект также подлежит дальнейшим оценкам, а может быть - и специальному изучению.

По п.2.2 **(Выпаривание типа blackout)** Это в "чистом" виде режим длительного осушения и перегрева ТВС и каналов сверху вниз по мере выпаривания воды из контура и активной зоны, см. например [6].

Осушение активной зоны начинается через час и более и идет со скоростью около 20кг в сек и перегрев осушенной части - со скоростью около 0.5град/сек; эта скорость падает по мере роста передачи тепла излучением к графиту, заметной при температурах ТВС выше 900-1000 град. (Еще раньше давление пара в контуре должно быть сброшено ниже 3-х 5-ти бар, чтобы защитить каналы от быстрого разрушения и защитить РП от переопрессовки).

При этих температурах возникает гамма трудноооцениваемых проблем начала повреждений активной зоны (хотя и без проблем горячего кориума), в частности - начинает ощущаться пароциркониевая реакция (ПЦР) и образование и ожижжение эвтектик оболочек и нержавеющих дист. решеток, нарушаться целость подвесок ТВС и оболочек твэлов и возникает проблема перемещения части топлива вниз и проблема шока оболочек и ускорения ПЦР при повторном охлаждении водой. Важными могут быть "паровое голодание" и сток тепла в графит, ограничивающие течение ПЦР.

В ходе подобных аварий с длительным отсутствием подпитки и выпариванием воды КМПЦ остаточным теплом большое значение имеют "слабые, нетрадиционные" механизмы теплоотвода такие, как уже упомянутый поперечный теплосток в графит, а также естественная конвекция пара в каналах и ПВК, воздуха снаружи ПВК и газа в кладке, сток тепла за пределы активной зоны, прогрев защитных и опорных конструкций и другие пути рассеяния тепла.

При этом до начала осушения активной зоны важна конденсация пара в ПВК , благодаря теплостоку в окружающий воздух, ЕЦ которого определяет мощность теплостока и возможность избежать или существенно оттянуть во времени осушение активной зоны.

Другие слабые механизмы важны после начала осушения активной зоны, причем ЕЦ газа в кладке может частично выравнить поле температур при разогреве активной зоны.

Осевой обмен горячего пара или почти чистого водорода (от ПЦР в активной зоне) с паром в верхней части канала и в ПВК влияет на паровое голодание ПЦР.

Прогрев нижней защитной плиты и опорного "креста" влияет на его устойчивость, что впрочем выходит за рамки ТГД проблем, но должно быть предметом оценок прочности, если прогрев окажется не исключенным. При возобновлении подаче воды в разогретую активную зону возникает спектр вопросов термошока, роста ПЦР, а также следует оценить возможно ли снижение подкритичности вследствие быстрого охлаждения топлива при медленном охлаждении графита.

От всех подобных опасностей и неопределенностей можно и нужно "уйти" , обеспечив небольшую подпитку контура (около 150 т/час) из малого независимого автономного источника воды среднего давления, чтобы компенсировать испарение воды остаточным теплом.
Однако уточнение поведения ТВС при подобном длительном осушении и перегреве и последующем охлаждении остается принципиально важным и для этого типа аварии и для многих других ТА на мощности остаточного тепловыделения.

По п.2.3 **(АПТ со стагнацией).** Наиболее опасные АПТ с задержкой сброса АЗ или подачи воды САОР обычно имеют первую быструю фазу, когда важны аккумулированное тепло твэлов и спад мощности деления, происходит быстрый снижение подачи воды, стагнация, запаривание, выброс воды из канала, и возможен быстрый нагрев оболочек до уровня средней исходной температуры сечения твэла, а также довольно быстрый нагрев канала до уровня температур окружающего графита при еще высоком давлении в канале (см. например [4,5]).

Здесь важны адекватные оценки длительности стагнации теплоносителя, теплообмена ТВС с каналом и канала с графитом, вклад ПЦР и опасность быстрого крипа и разрушения канала. Это - область работы системных кодов улучшенной оценки, а также *упрощений, позволяющих подробно детально учесть важные факторы поперечного теплостока даже в ущерб* учету деталей осевого теплоотвода, слабого в фазе стагнации в этих режимах . Впрочем, возможен важный вклад теплоотвода за счет колебаний теплоносителя с большой амплитудой и периодом, получающихся при ряде расчетов по известным кодам; но пока достоверность пульсаций все еще неясна, так что консервативно их приходится игнорировать.

Далее во многих АПТ, отягощенных отказами САОР, возможна длительная стадия осушения и перегрева ТВС, похожая на описанную выше в п. 2.2, но с ограничением температуры (уровнем менее1300-1400 С), благодаря стоку тепла в неосушенные каналы, в том числе - в каналы КОСУЗ.
Здесь еще важней иметь реальную оценку поведения ТВС в этой относительно умеренной области температур.

По п.2.4 **(МРТК).** Все важные потенциальные ЗПА-вкладчики в риск МРТК, опасного для целости РП, можно свести к следующим:

а. типа "домино" , когда разрыв одного канала ведет к нагружению/изгибу соседнего, который из за этого тоже разрушается с некой вероятностью, зависящей от *вероятности отягощения (Р,Т)-условий работы этого канала , уровней его дефектов и охрупчивания.*
б. типа МРТК по одной внутриконтурной причине. Этот тип может быть причиной отягощения (Р,Т)-условий работы, упомянутого в п. а. При этом разрыв первого, второго и т д канала обычно нарушает условия стагнации, которые приводят к перегреву и повреждению канала из за достижения разрушающего сочетания давления и температуры (Р иТ) трубы канала.
Другими словами -ослабляется отягощение (Р,Т) условий работы соседних каналов.
Задача - проверить, что число разрушенных каналов, уже нарушающее стагнацию и предотвращающее перегрев и повреждение других каналов, гарантированно меньше числа разрывов каналов опасного для прочности РП ("взвешивающего" верхнюю плиту защиты РП). Последнее , то есть "допустимое" число *разрушений каналов имеет большую неопределенность из за неясности того, какая часть истекающей в РП воды испарится теплом графита, а эта часть зависит от смещений колонн графита под действием поля давления истекающего теплоносителя.*
Соответствующий код для расчета согласованных полей давлений пароводяной смеси между колоннами графита в РП и смещений колонн требует разработки и валидации. Это трудная проблема, решаемая пока консервативно.

Теперь уместно оценить какова может быть соответствующая матрица верификации описания ТА.

Гл. 2 "Минимизированная матрица приоритетных НИОКР для валидации описания важных ЗПА/ТА канальных реакторов РБМК":

Задача матрицы - связать ключевые процессы ЗПА/ТА с возможными/доступными источниками данных , пригодных для валидации описания этих процессов.
Как ожидалось и видно из ч.1, характерные практически **важные процессы и проблемы ТА РБМК лежат в областях**
-Кинетики и теплогидродинамики (ТГД) контура и реактора при глубоких уходах параметров далеко за прделы нормы и проектных отклонений в закризисную область неустойчивостей потока и перегревов топлива;
-ТГД каналов, ТВС и РП при стагнациях, когда доминирует поперечный сток остаточного тепла в графит , а может быть - важен и осевой конвективный транспорт тепла с помощью больших колебаний потока вокруг нуля стагнации;
-Механики смещений блоков и ТГД каналов и кладки при разрывах каналов;

и далее , в области значительных повреждений ТВС или активной зоны, где важны:
- физ.химические процессы при высоких температурах в характерном для ТА РБМК исходном интервале до 1000-1400С , особенно ПЦР с излучением в графит и паровым голоданием, эвтектики, ожижжение, смещение топлива, выход ПД...
Практически особенно важно оценить интегральное поведение натурной ТВС в условиях длительного осушения, перегрева и повторного охлаждения, которое может сильно отличаться от изучавшегося поведения ТВС корпусных реакторов, причем - в лучшую сторону.

В условиях наших ограниченных возможностей обсуждать следует лишь сравнительно достаточно **доступные источники получения данных для валидации означенных ключевых процессов и явлений:**
1. ТГД -данные по проектным авариям РБМК;
Литературные данные по сходным ТА корпусных реакторов;
2. Специальный расчетно-теоретический анализ для получения оценочных и эталонных данных в упрощенных условиях;
3. Приспособление и использование существующих и строящихся ТГД стендов для условий ТГД ТА , прежде всего - стенд ПСБ (ЭНИЦ) и отчасти стенд КС (РНЦ КИ);
Важно ввести в них элементы теплообмена с графитом;
4. Комплекс стендов РП и кладки, создаваемый в ЭНИЦ;

А для важнейшей области поврежденной активной зоны уместно:
5. Разработать реакторную петлю с укороченной моделью ячейки ТВС+канал+блок графита и эффективными граничными условиями. Возможно для этого подходит петля на реакторе ИГР;

6. Доработать простой, уникальный по возможностям стенд СИИТА в бассейне выдержки (БВ) действующего э/блока РБМК для полномасштабных испытаний интегрального поведения натурной ОТВС при длительном осушении и перегреве остаточным теплом и повторном охлаждении.

Более детальное распределение и связь выявленных ключевых процессов/явлений и возможных источников данных для валидации видна из табличной матрицы.

Гл.3 О расчетных кодах ЗПА/ТА РБМК

В минимизированной матрице валидации моделей ТА РБМК были приведены ключевые процессы-явления (8 групп) специфических для РБМК аварийных ситуаций, чреватых опасностью тяжелых последствий на мощности (5 групп аварий) и после сброса АЗ (5 групп), и сравнительно доступные потенциальные источники данных для валидации.
Имеются разработки феноменологии аварий и проводятся оценки и расчеты, которые способствуют выявлению и обосновывают отбор указанных "приоритетных" ТА и проблем/акцентов задач соответствующих расчетных кодов, см. работы [1-5] и другие.

Ниже вкратце обсуждаются соответствующие задачи и акценты расчетных кодов в рамках упрощенного "прагматического" подхода (с упором на "узкие"места и на практические вопросы и ответы), подхода доступного благодаря известным, указанным выше важным особенностям РБМК (таким как положительный паровой коэффициент - слабое самогашение, простые условия работы каналов СУЗ/АЗ), высокая теплоемкость зоны, существенные для отвода остаточного тепла "нетрадиционные слабые" механизмы поперечного и осевого теплоотвода при осушении каналов).

Так, например, эти особенности при постулированных отказах всех АЗ после потери СН6кВ или поглотителя тепла или питательной воды и последующей потери ГЦН ведут на мощности к столь быстрым и сильным повреждениям зоны, что нужна и возможна блокировка, а не изучение развития этих процессов вглубь, которое практически малоактуально;

А в авариях , развивающихся после АЗ, большая теплоемкость и поперечный сток тепла ограничивают нагрев зоны относительно низким уровнем (до 1300 С, пока есть неосушенные каналы и/или охлаждение каналов СУЗ) и делают его всегда медленным , так что при гипотетических авариях с полной длительной потерей силового питания (типа blackout, отказ ДГ) проще и эффективней исключить малой подпиткой выпаривание контура , чем рассчитывать в деталях заведомо неприемлимое разрушение перегретой зоны.

При локальных РИА или потерях расхода в группе каналов сильно увеличивается прирост энтальпии и возникают сильные колебания расхода и опасность перегрева теплоносителя, и нужно адекватно моделировать колебания и рост температуры в этих сложных условиях , но тоже без высокотемпературного кориума.

В итоге подобные особенности делают маловероятными и **малоинтересными процессы глубокого ухода в область высокотемпературного 3-D кориума, которым посвящалось и** посвящается большинство сложных интересных, но высокозатратных работ по ТА корпусных реакторов, что было оправдано необходимостью; а в канальных реакторах от этого научного "соблазна" к счастью можно и нужно отказаться , сделав **упор на понимание и моделирование специфических практически важных вопросов на границе между "поврежденной и неповрежденной зоной" (damage and undamage core), что проще, дешевле и эффективней.**

Придерживаясь тех же 8-ми групп областей процессов, что и в минимизированной матрице, охарактеризуем акценты соответствующих задач по кодам:

1. ТГД при глубоких уходах параметров за проектные пределы.
Здесь "насущны"колебания расходов, кризис, ЗКТО, колебания и рост температур ; связанные поля нейтронов, плотностей и температур. Поэтому нужны
- ТГД-**код** с акцентом на колебания параметров на мощности;
- **Код** 3-D расчета связанных полей нейтронов и плотностей-температур;

2. Стагнации (режимы с "нулевым" перепадом давления на каналах при и после сброса АЗ); "Насущны" условия появления и нарушения стагнации, ее длительность, колебания расхода и перенос энергии с ними; рост температур с наличием и без колебаний и их реальность; перегрев ТВС и каналов; ПЦР, учет и роль поперечного теплоотвода. Поэтому нужен
- ТГД код (типа RELAP, ATHLET, CATHARE, CATHINA) с упором на причины и реальность колебаний;

3.ПЦР при осушении, перегреве и повторном охлаждении
(квазистационарная стагнация - потеря подпитки типа blac**kout** или"хвост" LOCA с некомпенсированной утечкой и осушением).
Насущны поперечный и слабый осевой теплосток без ЕЦ, ПЦ**Р,** паровое голодание, осевой массообмен, quenching.
Поэтому нужны
- **Код** ПЦР с детальным учетом излучения, "парового голодания"...;
- **Код** детального расчета поперечного теплостока с учетом слабых механизмов осевого тепломассообмена.

4. Проблемы РП при МРТК. В этой связи нужны [10-12]:
- коды расчета истечения при разрыве, течения и теплообмена ПВС в щелях кладки и смещения колонн и блоков кладки;
связанный код расчета полей давлений и смещений; уточнение испарения воды и допустимого числа разрывов каналов.
- код расчета разрушения канала от изгиба и наличия оценненных "отягощений" (ухудшений) свойств трубы и (P,T)- условий.
- оценочный код расчета выброса фрагментов ТВС при истечении из разрыва; код оценки их "судьбы" в кладке.
- оценочный код расчета процесса разрушения РП и поведения каналов.

5. Малые массовые скорости ПВС, провал давления.
"Насущны" срыв ЕЦ, накопление и выброс фаз , выброс воды из БС, CCF в параллельных каналах.
Поэтому нужны
- **Коды** оценок 2,3-D явлений двухфазного потока в элементах контура при малых массовых скоростях;

6. Длительное осушение ТВС, сильный перегрев, охлаждение.
"Насущны" образование эвтектик, ожижжение, перемещение вниз, затвердевание топлива в канале, рассеяние тепла распада осколков, задержка кориума в канале; выход водорода и ПД. Поэтому нужен
-**Код** расчета процессов при значительном перегреве топлива (типа СВЕЧА [7] , но с учетом R,Z рассеяния тепла излучением, кондукцией, конвекцией).

7. Проблемы "негерметичной" СЛА РБМК
Насущны промывка ПГС и повторный выход ЛПД, движение в тупиковых помещениях , блокировка барбатажной промывки при снижении давления, утечки активности наружу. Поэтому нужен
- **Код** расчета распространения активности в "негерметичной" СЛА.

8. Теплоотвод "слабыми" механизмами без ЕЦ в каналах.
Насущны поперечные излучение и кондукция в кладке и МК, выравнивающая ЕЦ газа в кладке;
массообмен/конвекция пара и водорода по оси канала;
теплоотвод от ПВК к ЕЦ внешнего воздуха.
- код может быть создан на базе кодов пп. 2 и 3.

Выше были кратко обсуждены специфические для РБМК и отраженные в матрице валидации:
-недостаточно ясные области процессов-явлений (ПЯ) и группы потенциально тяжелых аварий- режимов, в которых эти ПЯ реализуются;
-возможные источники данных для валидации;
-проблемы/акценты расчетных кодов.

Далее остановимся на некоторых важных аспектах, связанных с источниками данных для валидации.

Гл.4 Об источниках данных для валидации

Это - 1.Литературные данные; 2.Специальные расчеты; 3. Стенды:

1.Литературные данные, как источник, не требуют комментариев;
В большой степени на них придется опираться при валидации описания неодномерной гидравлики двухфазных потоков в сложных элементах контура, в особенности при падении давления и вскипании воды в его опускной части, при малых массовых скоростях из за деградации ЕЦ.
Типично-важный элемент - коллектор с тройниками и сепарацией пара в них; немногие данные и попытки их количественного осмысления имеются в отдельных работах в Канаде, ФРГ и Франции, которые могут быть доступны при содействии западных коллег. Эти работы отмечены в систематике данных для валидации кодов корпусных реакторов [8].
Данные по CCF и CCFL в параллельных каналах для простых геометрий есть в прежних работах ЦКТИ, из которых видна важная положительная роль параллельности каналов (Фокин и др.);
в геометрии РБМК данные могут быть получены на стенде КС РНЦ КИ и особенно - на ПСБ ЭНИЦ.
Сложнее получить данные по уносу и выбросу воды с паром из БС при разрыве паропровода; этот вопрос требует специального рассмотрения, но едва ли здесь возможны тяжелые последствия, хотя аварийная гидродинамика БС разработана пока слабо.

Важные косвенные данные по тепло-массообмену пара и водорода по оси осушенного канала с водяной пробкой под каналом можно получить из работ 70-ых годов по конвекции в замкнутых полостях [9] , которые требуют критического осмысления. Более прямо их можно (хотя и не просто) получить на ПСБ и КС и особенно - на стенде СИИТА, если он будет реализован (см. ниже).

(2) Специальные "эталонные" расчеты - важный и непременный источник валидационных тестов, который используется широко. В частности эти расчеты намечены нами при проверке кодов течения и теплообмена в щелях кладки и кода расчета связанных полей давлений и смещений колонн кладки в проблемах РП при МРТК [10,11].

Особняком стоит проблема валидации описания связанных 3-D полей нейтронов и температур/ плотностей при глубоких уходах за границы устойчивости и кризиса ТГД в авариях типа ATWS и отчасти - РИА. В этой области нужны и намечаются расчетные исследования на базе кодов СТЕПАН/КОБРА и РЕЛАП; упор - на осмыслении адекватности расчетного поведения распределений мощности, паровой пористости и горячих пятен в активной зоне.

(3) Стенды для изучения ТА разбиты в матрице на 4 группы
11. Стенды изучения ТГД неповрежденной зоны на полномасштабных э/обогреваемых моделях каналов, - канальный стенд КС ,
- строящийся канально-контурный стенд ПСБ с натурными длинами, высотами и массовыми скоростями; с 8-ю параллельными каналами полной мощности Мп1:1, двумя РГК (поперечный масштаб примерно Мп=1:10), напорным коллектором и опускной системой Мп=1:20.
На них, особенно на ПСБ, можно получить данные по ТГД при локальной РИА, по пограничной области ПА и ЗПА/ТА, отмеченные в матрице, особенно, если дополнить часть каналов на части их высоты моделями блоков кладки из графита или иного подходящего материала; тогда можно учесть эффекты поперечного теплообмена, столь важные на мощности распада осколков после гашения цепной реакции (области № 2 и № 8 матрицы).

2. Стенды изучения СЛА ВВЭР следует специально рассмотреть
в отношении возможности их использования для изучения специфических аспектов СЛА РБМК.

3. Стенды изучения проблем РП и опасности МРТК.
Подготовлено достаточно общее научно-техническое задание на соответствующие расчетные коды и стенды получения данных для валидации этих кодов, поддерживающие проблематику РП и МРТК [12]; также подготовлены более конкретные частные технические предложения на подобные коды и стенды [10,11]. Для разработки кодов ЭНИЦ (как заказчик стендов) создает творческий коллектив.
В дополнение к этим материалам следует отметить, что требования к стендам и кодам РП, оставаясь в рамках разумного, обеспечивают ранжированный учет важных факторов и валидацию главных моделей, чего нельзя сказать о коде типа R-SPACE , который, видимо, не учитывает ряд существенных факторов (таких,например, как осевые смещения блоков) и не валидирован даже тестовыми расчетами.
Проектируемые стенды РП могут дать данные не только по проблемам РП, № 4 матрицы, но и по областям №2 и №8 (поперечный теплообмен и роль ЕЦ газа в кладке), особенно, если оснастить малый стенд типа ТКР-Ф э/обогреваемой моделью ТВС малой мощности (распада осколков).

Задачи оценки выброса и "судьбы" в кладке фрагментов перегретой ТВС и процесса гипотетического разрушения РП от переопрессовки паром при МРТК относятся к более далеким этапам работы.

4. Стенды изучения поведения натурных частей ТВС на базе возможностей петли реактора ИГР и стенда СИИТА в бассейне выдержки рассмотрим немного подробней, поскольку они находятся на раннем этапе разработки и известны сравнительно мало.

При этом их стоит сопоставлять с известными установками для изучения на коротких моделях (около 1м) поведения сильно перегретых твэлов и ТВС (на внепетлевых установкв типа CORA и петлевых типа PHEBUS) и особенно - с менее известными уникальными опытами в исследовательском D2O-реакторе NRU в Канаде по изучению тяжелых повреждений топлива на моделях ТВС PWR|BWR полной длины, 3.5м , при высоких температурах (Full-Length High-Temperature Severe Fuel Damage Tests , FLHT). Эти опыты показали существенное влияние длины модели ТВС(что еще важней для длинных, 7м , ТВС РБМК), но оказались весьма дорогими.
Для сравнения кратко изложим слабо освещенный в литературе проект этих опытов, известный нам по малодоступному финальному отчету PNL-5547 [13], с анализом безопасности "FLHT Severe Fuel Damage Test#2", законченному в сентябре 1985 и опубликованному в сентябре 1993 (100 стр без приложения).
До этого была проведены 1-ая серия опытов (Test # 1), отчасти отраженная в упомянутом отчете.

Гл.5 О программе и проекте изучения поведения модели ТВС полной длины в петле реактора NRU (по отчету PNL-5547 [13])

Эта вторая серия FLHT-2 проводилась на исследовательском реакторе NRU в лаборатории в Чок Ривер, Онтарио, Канада, в рамках программы изучения выкипания теплоносителя и развития повреждений (coolant boilway damage progression , CBDP) как часть программы NRC США изучения тяжелых повреждений и источников выхода продуктов деления топлива (SFD/ST-program). Эти опыты служат для оценки поведения топлива при малой LOCA с частичным оголением активной зоны.
CBDR программа содержит 6 тестов с пучками полной длины (№.5м) для изучения возрастающих повреждений пучков твэлов в области от 930 до 2500 С при прототипных плотностях мощности распада ПД, градиентах температур и массовых потоках пара.
Натурная мощность распада ПД симулируется мощностью деления испытуемых пучков. Три серии опытов без предварительного облучения были закончены ранее сентября 1985г, из них в последней серии измерялся водород и в ходе выкипания пиковые температуры дошли до 2000 С .
Еще три серии опытов планировалось закончить до конца 1986г (то есть уже после выпуска обсуждаемого отчета) и достичь в 4-ой серии 2200 С, а в 5-ой и 6-ой с применением предварительно облученных твэлов- более 2600 С.
Публикации об этом довольно скупы , дают существенное влияние длины моделей ТВС; видимо, по крайней мере часть подробностей результатов можно получить с помощью западных коллег.
В конечном итоге опыты дают базу развития стратегии ослабления последствий ТА, оценки постулируемых аварий с выкипанием теплоносителя, уточнения пределов безопасности и развития и валидации кодов типа SCDAP или MELPROG.
Данные этих опытов можно использовать
для уменьшения неопределенностей , связанных с масштабным фактором длины ТВС и интерпретацией- проверкой адекватности результатов тестов отдельных эффектов (SET), полученных на коротких моделях;
по мнению авторов отчета PNL, это относится к таким SET как:
-осевой ход температур в функции уровня воды,
-развитие повреждений пучка твэлов и деградации зоны,
-развитие оплавления оболочек (растворения и затвердевания двуокиси урана),
-взаимодействия фрагментов топлива и дист.решеток,
-блокирование канала и охлаждаемость фрагментированного топлива,
-эволюции водорода,
-окисление и охрупчивание оболочек изнутри и снаружи...

CBDP опыты - единственные известные мультитвэльные опыты на сборках полной длины; данные по деформациям, разрушениям, выходу ПД и поведению фрагментированного топлива можно использовать для оценки соответствующих расчетных кодов и уточнения пределов безопасности.

Основное содержание отчета PNL-5547 посвящено анализу безопасности воспроизводимых аварийных режимов выкипания и эффектов повреждения топлива, а также отказов элементов петли и реактора NRU.
Достаточно подробно описаны
-конструкция опытного канала и модели ТВС ; схема петли и системы измерений и контроля температур, давлений, количества (уровней) теплоносителя, выхода ПД; логика защит;
-условия подготовки и проведения опытов , включая монтаж, опробывание, предварительные операции, условия экспериментов, пуска, остановки, повторного пуска;
-посттестовые операции;
-безопасность при нормальной работе оборудования (в отношении продуктов деления, полей облучения, эффектов реактивности, генерации водорода, поведения материалов при высоких температурах, паровых взрывов и всплесков давления пара);
-безопасность при авариях петли (потери охлаждения, давления, питания собственных нужд, разрыва трубок модуля контроля потоков).

Как и следовало ожидать в результате анализа, при определенных доступных предосторожностях безопасность обеспечена:
-ПД находятся внутри плотно-прочного контура низкого давления; при нарушеии плотности во время кратких опытов все активные продукты останутся внутри своего контайнмента;
- на всякий случай внешние линии потоков защищены слоем свинца 10см;
-перемещения топлива и потеря воды в канале петли не создают неконтролируемой реактивности в реакторе;
-водород в контуре разбавляется азотом до менее 4% ;
-конструкция опытного канала, как и его прототипа FLHT-1, предусматривает охлаждение любых горячих материалов (цирконий, уран и их окислы и смеси) до их контакта с трубами петли и реактора;
главное условие - поддерживать подачу охлаждающей воды для охлаждения наружной поверхности чехла опытного канала;
- паровой взрыв при взаимодействии расплавов с теплоносителем невозможен (лишь одно из пяти необходимых условий взрыва может иметь место);
-максимум всплеска давления от взаимодействия теплоносителя с топливом или циркаллоем удерживается первичным контуром канала и петли.

В обеспечении безопасности важную роль играет конструкция канала и петли; вкратце она такова (см. рис. в приложении):
NRU - реактор тяжеловодный , поэтому имеет довольно большую активную зону (высота около 4.5м) и диаметр экспериментального канала около 150мм ,что облегчает размещение пучка 12-ти твэлов полной длины зоны PWR/BWR.
В вертикальном экспериментальном канале (ЭК) размещен опытный канал (ОК) с моделью ТВС из 12-ти твэлов PWR;
ОК - это двойная циркониевая труба (ДЦТ) с контрольным газовым зазором. По кольцу между ДЦТ и ЭК течет холодная вода из контура реактора, так что ДЦТ и ЭК всегда холодные.
ДЦТ теплоизолирована от горячей ТВС слоем пористой окиси циркония , а выше активной зоны на длине участка отвода ("камеры") около 4м ОК изолирован от горячего теплоносителя-пара:
в нижней секции камеры - тоже окисью циркония, в верхней секции - вакуумной полостью между концентрическими трубами.
ЭК заканчивается сверху сложной пробкой, через которую проходят трубки подачи воды и пара (по зазору между ЭК и ОК с холодной водой) в низ опытного канала для отвода тепла от опытной ТВС, расположенной в ОК.
Во время эксперимента уровень воды в полости ТВС понижается и пар, генерируемый ниже уровня или подаваемый из внешнего источника , перегревается, проходит вверх, несколько охлаждаясь на участке отвода, и поступает через пробку канала в специальный блок охлаждения - измерения потоков, расположенный на крышке реактора в своем малом контайнмменте, V=2кубометра.
После "обработки" (охлаждение, конденсация, сепарация, измерения температур, расходов, водорода, ПД из проб и потока ...) все потоки сбрасываются в специальный бак реактора.
Регулирование, контроль, регистрация измерений, обработка и представление оператору производятся на специальном пульте и стойках.

Основная последовательность эксперимента:
после выхода на стационарный отвод "мощности имитации распада ПД", примерно =28квт, сначала водой , а потом паром и после прогрева участка отвода, подача пара снизу в ОК прекращается, опытная ТВС нагревается (за время порядка 15минут) до пиковой температуры около 2200 С, реактор отключается , происходит предварительное охлаждение ТВС излучением в холодную воду в зазоре между ОК и ЭК; затем поток пара через ТВС возобновляется для медленного полного охлаждения, и парогазовая смесь отводится в блок контроля и измерений.

Как видно уникальный проект изучения поведения осушенной модели ТВС PWR/BWR в специальной петле реактора NRU реализуется, несмотря на очевидно высокую стоимость и имеющийся большой объем данных в этой области на коротких моделях сборок твэлов, ради учета влияния полной длины ТВС. Но он не учитывает прямо натурной поперечной конструкции ТВС, особенно важной для ТВС РБМК, тепломеханически взаимодействующей при таких авариях с каналом и ячейкой графита.
Поэтому уместно обсудить возможности этого рода на импульсном графитовом реакторе ИГР (на короткой модели) и стенде СИИТА в бассейне выдержки (БВ) РБМК (натурная ТВС).

Гл.6 ПРОЦЕССЫ И ТЯЖЕЛЫЕ АВАРИИ РБМК, ДЛЯ КОТОРЫХ МОЖНО ПОЛУЧИТЬ ВАЛИДАЦИОННЫЕ ДАННЫЕ С ПОМОЩЬЮ РЕАКТОРА ИГР.

Задача - оценить, какие из недостаточно валидированных процессов-явлений (ПА) тяжелых аварий(ТА) и аварийных режимов РБМК можно пытаться подкрепить данными специально поставленных опытов на специальном канале реактора ИГР.

Для обозримости и систематики, ТА удобно связать с комбинациями отказов барьеров удержания р/а продуктов деления (ПД) или с характерными промежуточными состояниями, определяющими, в основном, развитие и уровни тяжести ТА[2,14]. Такой полный набор ТА РБМК довольно велик (30, а с разными путями прихода в эти состояния -около 100).

Для наших целей удобнее редуцированный набор[2] -15 групп сценариев (Сц):

А. **9 Сценариев на мощности** = 3 РИА+3ATWS+3квази ATWS (когда нет сигналов в АЗ или 1-й сигнал не сработал) и

Б**. 6 Сценариев с проектным сбросом АЗ**, в том числе
Б.1-потеря собственных нужд;
Б.2- потеря давления и циркуляции;
Б.3,4,5- потери теплоносителя (АПТ = LOCA) с задержками или отсутствием САОР и наконец,
Б.6- множественный разрыв каналов (МРТК) вследствие общей причины с повреждением кожуха реакторного пространства (РП) .

ОСОБЫЕ УСЛОВИЯ РЕАКТОРА ИГР

ИГР не имеет стационарной системы теплоотвода; поэтому он рассчитан на ограниченный интеграл энерговыделения (флюенс) за цикл работы- порядка десятых номиналочаса (номинал Мвт).

В итоге на нем трудно реализовывать длительные режимы с большой нагрузкой и/или с большим временем физ-хим реакций и тем более - с существенным выгоранием и накоплением ПД.

Это означает, в частности, что давление газовых ПД на оболочку твэла надо имитировать другим газом, например - гелием, их физ-хим действие и выход-миграция ПД едва ли воспроизводимы искусственно, как и радиационно-термический крип, растрескивание, структурные изменения топлива и т д, а тепло распада ПД надо имитировать, например, теплом деления.

Нейтронная кинетика ИГР совсем иная, чем в РБМК, так что
можно лишь приближенно повторять расчетную кинетику РБМК.

Активная зона ИГР длиной 1м требует в ряде режимов преднагрева т/носителя до x=0,1-0,2 , чтобы получить близкий к РБМК прирост энтальпии;
вообще вряд ли стоит стремиться создать условия воспроизведения контурных процессов РБМК, определяющих аварийную теплогидродинамику, поведение давления, циркуляции, обратного тока и т.д., а можно пытаться повторить качественно их ожидаемое поведение, например колебания расхода с помощью регулирующего клапана на входе и т.п., изучая реакцию твэлов и ТВС на эти воздействия.

ВАЖНЫЕ ОСОБЕННОСТИ РЕЖИМОВ И ТА РБМК

Опуская здесь подробный анализ аварийных режимов РБМК,
приведем краткий итог в интересующих нас аспектах.

Для многих аварийных режимов ТА РБМК характерны следующие процессы-явления (ПЯ), которые можно пытаться более-менее проявить в специальном канале-петле ИГР:

6. Кризис и закризисный теплообмен при росте энтальпии i=N/G, перегрев, обжатие-коллапс (Ртн>Рвнутр), крип-раздутие-баллонирование (Ртн<Рвнутр), разрыв оболочек твэлов и выход ИРГ и ЛПД в меру их накопления;

2. Колебания расхода (при росте паросодержания x=[N/G-(Is-Iвх)]/r до района 1 и/или падении давления) с большой амплитудой (А около Gср), и периодом масштаба десятка сек; кризис, колебания температуры оболочек и их повреждение (при большом периоде);

3. Перегрев пара (при сильном росте N/G до x>1). усиление ПЯ по п.1; теплоотвод излучением сначала в верхней части ТВС; может быть - и унос влаги паром с уровня;

-Пароциркониевая реакция и дополнительный рост температур оболочек при существенном теплоотводе излучением к трубе канала;

-Повторное резкое охлаждение (а может быть и разрушение) оболочек при обводнении и увлажнении;

4.Перегрев осушенной ТВС, ожижжение и перемещение вниз эвтектик и фрагментов кориума.

Таким образом, почти все ТА сопровождаются и определяются ростом мощности, N, и/или снижением расхода,G,(до малых - сотых долей, до нуля и обратного тока) и/или сильными колебаниями G, при наличии мощности деления или остаточного тепловыделения, Nост.

ЧТО МОЖНО СДЕЛАТЬ ДЛЯ РБМК В ИГРе

В ИГР-е, наряду с ампульными испытаниями твэлов и макета ТВС, можно попытаться искусственно воспроизвести типичное ожидаемое в ТА поведение N, G и давления, р, чтобы получить данные о реакции твэлов и ТВС, а может быть и трубы канала для оценок и тестирования расчетных кодов.
(При этом теплофизические аспекты ПЯ РБМК, в том числе кризис и закризисную теплоотдачу при статических и колебательных течениях, проще и точнее изучать на электрообогреваемых моделях, а не на ИГР).

Для этого нужна специальная замкнутая или разомкнутая герметичная защищенная петля и канал, обеспечивающие по возможности

-преднагрев (до x=0,1-0.2),

-изменения мощности (0-1500квт) и пропорциональные изменения преднагрева (0-7500квт);

-длительности опытов, соответствующие допустимому максимальному интегралу энерговыделения ИГР;

-изменения расхода (0-10кг/сек) и его колебания +-100% с периодом 2сек-2мин;

-изменения x на выходе от 0 до 2 (те - до перегрева пара до 1000 град С);

-изменения давления на выходе от 1 до 100 бар;

-условия теплоотвода излучением от осушенной ТВС к трубе и блоку канала.

При этом выход ИРГ и ЛПД из твэлов может достигать порядка 0.1-0,3 от равновесного значения (порядка 20-60 ки).

ИТОГ

В итоге целесообразно и предлагается сделать ТЗ, предтестовые расчеты и оценки в обоснование эффективности и безопасности следующих опытов и устройств на ИГР:

А. Ампульные, оснащенные контролем давления, температур, мощности-потока во времени, (с последующим физ-хим и структурно-материаловедческим анализами)

-А.1 для изучения возможных типов разрушения твэлов (фрагментация или проплавление) и их границ при почти адабатных всплесках мощности с характерными для РБМК (и смежными) ширинами и высотами: 2в=0,5-2сек , h=10-100номиналов;

-А.2 для изучения поведения твэлов и укороченной ТВС в условиях осушения и перегрева пара при наличии излучения в трубу и блок ТК

1) на мощности остаточного тепловыделения;

2) на значительной мощности;

а) в инертной атмосфере;

б) с ограниченным доступом пара, оцененным для аварийных условий РБМК.

П. Петлевые, оснащенные контролем мощности, давления, расхода, температур-энтальпий (см. выше), а также, возможно - отбором и анализом проб (с последующими фиксацией, разрезкой и доступным анализом в горячих камерах)

для изучения поведения твэлов и укороченной ТВС в трубе канала со втулками-блоком

-при сильных колебаниях расхода с большим периодом,

-при глубоких дефицитах теплоносителя и/или сильном росте мощности, включая глубокий кризис, частичное или полное осушение;
- слабое охлаждение паром и излучением, перегрев и разрушение твэлов, ожижжение эвтектик и их перемещение и застывание, выход ПД, оценка кинетики пароцирконневой реакции;
Возможно главная проблема -
обеспечение исходного режима и изменений p,N,G в условиях ИГР (включая имитацию колебаний расхода) и безопасности при выходе ПД.

Гл.7 Стенд интегральных исследований тяжелых аварий (СИИТА)

1. Цель: Исследование поведения длительно осушенной натурной ТВС в типичных условиях тяжелой аварии, воспроизводимых в простом СИИТА в прореакторном БВ, возможно благодаря особенностям канального реактора с перегрузкой на ходу.
В общем плане эта идея уже обсуждалась ранее.

Сложность (и даже практическая невозможность) такого исследования в исследовательском реакторе видна из работ на PHEBUS и NRU, а также - на реакторе МИР.
Сравнительная простота и малая стоимость предложенного исследования в СИИТА, связана с проведением его на на АЭС РБМК , но требует поэтому полноты обоснования безопасности согласно требованиям регулирующих органов - ГАН РФ.
Неформальные основы обоснования безопасности, а также целесообразности такого исследования и есть предмет обсуждения*.

2. Схема, конструкция и сборка СИИТА достаточно проста, и это - важный компонент безопасности (см. рис. в приложении):
Главная часть СИИТА - имитатор топливного канала, **ИТК**.
Это длинная труба в трубе (типа Фильда) для натурной ТВС с контуром ЕЦ Среды , омывающей ТВС;
Снаружи трубы ИТК - полость теплоизоляции в силовом кожухе Д 25 0-300мм .
Над фланцем ИТК - часть системы контроля и регулирования (**СКР**), связанная с каналами СКР, расположенными в ИТК под его фланцем.
ИТК опускается в страховочный кожух, СК, - длинную глухую трубу Д=300-350 мм в воде БВ с короткой верхней частью Д=400-500мм. выше опорного кольца и уровня воды в БВ.
Герметизуются проходки СКР наружу для э/питания, газа и чистой воды, для э/сигналов .
ИТК заполняется водой, проводятся тесты в чистых условиях.
РЗМ берет ТВС из реактора устанавливает и уплотняет в ИТК.
СК закрывается крышкой.

3. Эксперимент с ОТВС - после отработки в чистых условиях
Соответствующие устройства СИИТА осушают разными способами полость ТВС, подобно ее осушению при типичных авариях в реакторе (типа LOCA и blackout).
ТВС перегревается остаточным теплом и/или компенсационными э/нагревателями N около 20квт, фиксируются температуры по оси ТВС и в ИТК, давления пара, количество водорода и продуктов деления, смещения топлива вниз (сканированием ИК), оценивается его поведение в активной зоне и ниже ее.

Затем ТВС расхолаживается "мягко" (ЕЦ пара) и жестко - водой, фиксируются изменения температур, давления, состава атмосферы и смещения топлива. Далее, в ожидании возможных дальнейших посттестовых исследований , ТВС хранится одним из предус -мотренных способов.

4.Безопасность реализуется на базе безусловного обеспечения охлаждения и удержания "содержимого" при всех возможных перегревах и отказах СИИТА, **благодаря следующему**:
4.1. Простота и прочность границ (концепция двойной трубы давления с контролем "зазора"), в том числе:
-очень большие запасы прочности (около порядка величины);

---

* Работа выполнена при поддержке Московского Международного Центра - Фонд перспективных исследований, грант №26 НВА 802и).

-наружная граница всегда холодная, в воде БВ;
-внутренняя граница разгружена от перепадов давления;
-контроль протечек границ;
-двойная ловушка "кориума" внизу ИТК.

4.2. Пассивное охлаждение и залив "содержимого";

4.3. Полная отработка всех режимов в чистых условиях.

5. Целесообразность определяется натурностью и воспроизведением важных режимов осушения, в т.ч. типа LOCA ,
типа blackout;
-Исходные режимы - "холодные" (до насыщения) с ЕЦ и уровнем воды и ПВС выше ТВС;
- Частично осушенная ТВС, поток перегреваемого пара = генерации пара в неосушенной части ТВС;
- Полностью осушенная ТВС без ЕЦ пара;
- Полностью осушенная ТВС с ЕЦ пара.

Давление определяется сбросом пара в конденсатор и средой в промежуточной полости (уровень воды и газа).

Кроме главного - оценка поведения натурной ТВС, перегретой остаточным теплом, возможна при некоторых условиях оценка поведения фрагментов ТВС под активной зоной, на участке НПЗ.

6.Проблемы/вопросы для доработки (не в порядке важности):

6.1 Посттестовое хранение и исследования; тупиковых проблем здесь не видно, но пока посттестовые исследования не проработаны.

6.2. Тип теплоизоляции
-внутренней и ее необходимость (связана с жаростойкостью труб ИТК и корзины и хим. поведением в паре); ZrO_2 видимо приемлема, если доступна, иначе - нержав. стальфоль
- наружной (графитирован. углеродная ткань кажется приемлемой, стальфоль неясен в отношении реакции на попадание воды);

6.3. Измерение уровня/количества воды в КЕЦ ;
Пробоотборы, купоны и измерения состава атмосферы пара (водород, ЛПД , а/золи...);
Надо выбрать оптимальные решения из большого набора.

6.4. Местоположение бачков для перемещения воды из полости ТВС и обратно и для сброса пара: вне или внутри СК;
Вне СК - проще , и по сути достаточно безопасно, но нарушается чистота принципа ДТД либо надо делать свой малый СК;
Внутри СК - затесняется пространство проходок каналов СКР от полости Т/ИЗ в ВСК; следует решать в ходе детального конструирования.

6.5. Осевые теплопотери , встречный перенос водорода и пара
в глухой длинной вертикальной трубе ИТК в режимах без организованной ЕЦ пара, когда нужен максимальный нагрев ТВС и поддержание паровой атмосферы. Это интересная и слабо представленная в кодах научная проблема не влияет на безопасность, но важна и для реактора, особенно - в связи со спецификой парового голодания ПРЦ в РБМК.

Более подробное описание конструкции и обоснование целесообразности и безопасности СИИТА см. в приложении.

Теперь после краткого изложения характристик опытов на NRU, и возможностей опытов на петле в реакторе ИГР и на стенде СИИТА, уместно подытожить их сравнение между собой и с экспериментами типа CORA и PHEBUS.

Данные для ТВС PWR, полученные на интегральных опытах с длинными моделями пучков на NRU (проект FLHT) и на коротких моделях на стендах типа CORA (вне реактора) и PHEBUS (на реакторной петле), во многом пригодны и для адаптации к РБМК, но не учитывают весьма важных (может быть решающих) специфических особенностей конструкции, большой длины и теплообмена осушенной ТВС с ячейкой графитового замедлителя.
Ячейку можно и следовало бы воспроизвести хотя бы на одном из э/обогреваемых нетвэльных теплогидравлических стендах ПСБ (или КС) и/или на стенде ТКР-Ф и в твэльном эксперименте на короткой сборке в петле ИГР - вероятно единственном доступном реакторе с опытным каналом достаточно большого диаметра, но с короткой активной зоной как у практически всех доступных исследовательских реакторов .
А натурную конструкцию , длину, выгорание и имитатор ячейки можно иметь на менее прецезионном (и много более дешевом, чем NRU) стенде интегрального изучения тяжелых аварий (СИИТА) при длительном осушении и перегреве остаточным тепловыделением ТВС РБМК в бассейне выдержки.

Заключение

Анализ неформального изучения мыслимых тяжелых аварий РБМК показал специфическую возможность и целесообразность упрощенного прагматического подхода, позволяющего избежать необходимости подробного изучения развития ТА глубоко в области тяжелых повреждений активной зоны (что неизбежно для корпусных реакторов типа ВВЭР и при формализованном академическом подходе к ТА).
Имеется ввиду возможно более полная феноменологическая ясность ключевых процессов и масштабов времен и последствий ТА,
-выявление узких неясных мест с небольшими запасами до неприемлемых последствий,
-консервативный "обход" этих мест, определение и оценка доступных мер ослабления причин и последствий ТА,
-выделение и проведение минимума доступных приоритетных исследований.

Этот подход возможен в силу важных особенностей РБМК (слабое самогашение реакции деления, высокая теплоемкость зоны, механизмы поперечного отвода остаточного тепловыделения и т д), делающих неактуальным изучение высокотемпературного кориума и позволяющих остаться в основном вблизи пограничной области между "undamage and damage core".
На базе подобной идеологии и накопленного опыта в этом ключе ранее были выделены приоритетные типы потенциально опасных аварий и далее:
В 1-ой части (главы 1 и 2) основные группы аварий кратко оценены с указанных позиций и предложена минимизированная матрица приоритетных НИОКР для валидации оценок и расчетных кодов ЗПА РБМК.
Во 2-ой части (главы 3,4) в рамках упрощенного прагматического подхода вкратце обсуждены набор, специфические задачи и акценты расчетных кодов и возможных источников данных для их валидации.
В 3-ей части (главы 5,6,7) приведены краткие данные и сравнение малоосвещенных источников данных : проектов изучения поведении ТВС в условиях длительного аварийного осушения и остаточного тепловыделения.
Это позволяет, в частности, видеть место ТА с длительным перегревом ТВС остаточным теплом, и место соответствующих полномасштабных опытов и оригинального Стенда Интегральных Исследований ТА (СИИТА) возможного благодаря особенностям РБМК.
Этого типа, но много более далекие от натуры и дорогие более прецезионные опыты на экспериментальных сборках полной длины при высокой температуре (FLHT tests) проводились на реакторе NRU в Канаде .
Они и СИИТА, а также возможности использования реактора ИГР для получения данных по ТА РБМК и рассмотрены в третьей части работы.

Выводы

1. На базе накопленного опыта изучения проектных и тяжелых аварий РБМК ранее были выявлены критически важные приоритетные группы ТА.
Их оценка показала, что "к счастью" область высоко -температурного кориума и вообще область тотальных разрушений активной зоны в РБМК "малоинтересна", ибо, например,
-большинство ТА, развивающихся после гашения цепной реакции, не достигают этой области температур, либо

- некоторые ТА на мощности (типа ATWS) входят в эту область неприемлемо быстро и глубоко, так что детали углубления этого процесса маловажны и прежде всего нужно (и можно) его блокировать, а не изучать его дальнейшее углубление и т д.

2. Для ТА РБМК важна область процессов-явлений вблизи границы undamage and damage core ; она много проще области глубоких разрушений и высокотемпературного кориума, хотя и имеет ряд "узких мест" (в том числе, плохо моделируемые элементы с 2,3-D двухфазной гидро-динамикой и малыми запасами до пределов больших повреждений), которые и должны быть предметом внимания при определении задач соответствующих частных кодов и их валидации.
В этих условиях непродуктивно следовать практике ТА ВВЭР и создавать сложный универсальный комплекс кодов для описания явлений в глубине области деградации активной зоны и 2,3-D высокотемпературного кориума, которая мало актуальна для РБМК.

3. В работе предложен, аргументирован и частично использован более простой и продуктивный "прагматичный" подход : на базе феменологического анализа и оценок определены практически важные "узкие места" понимания, описания и значимости потенциальных ТА РБМК , соответствующие меры устранения узких мест, задачи кодов и их валидации , которые впоследствии будут основой "универсального" комплекса кодов в актуальной для РБМК области (а не наоборот - сначала всеобъемлющий комплекс кодов, а из него - "узкие места" ТА и меры их устранения).

4. Получена соответствующая этому подходу минимизированная матрица верификации (гл.2), связывающая ключевые проблемы-явления ТА РБМК с режимами, в которых они могут реализоваться, и с источниками данных для валидации их моделей; тем самым, по сути дела, определяются и разумный набор кодов и относительно доступный минимальный набор источников данных для их валидации, акцентированные на "узкие места" ТА РБМК. И проблематика ТА РБМК перестает быть неопределенной "туманной терра инкогнита", а сводится в обозримые 8 областей П-Я , 6 режимов и 4 реально-осуществимые группы стендов.

5. Определены целесообразные в этих условиях частные коды их специфические задачи и источники данных для валидации (см. главы 3,4) , в том числе:
5.1 Использование в специальных режимах и доработка стенда ПСБ РБМК (и отчасти стенда КС) для учета поперечного теплообмена с графитовой ячейкой.
5.2 Разработка кодов по проблемам РП при мыслимых МРТК и поддерживающих стендов на базе стенда ТКР-25 (над ними работает комплексный коллектив под эгидой ЭНИЦ).
5.3 Разработка технических проектов стендов изучения поведения аварийно осушенных ТВС . Достаточно подробный предварительный анализ и соответствующий опыт PWR на коротких (CORA,PHEBUS) и длинных (FLHT tests, NRU) моделях подтверждает целесообразность выполнения проектов петли с короткой сборкой на реакторе ИГР и с натурной, облученной ТВС - на стенде СИИТА в бассейне выдержки э/блока РБМК, который дешевле, эффективней и безопасней, чем FLHT/NRU.

ЛИТЕРАТУРА

1.Е.Бурлаков, А.Крамеров, Д.Михайлов "Проблемы теплофизики и механики тяжелых аварий канальных графитовых реакторов типа РБМК", ВАНТ, серия Физика ядерных реакторов,1998,вып.1,с.29-43

2. A.Kramerov et al , “Some problems of operator aids for a severe accident management in connection with RBMK channel reactors” paper on second OECD specialist meeting , SAMOA-2, Lyon, FRANCE, September 8-10, 1997.

3.А.Крамеров "Разработка методологии анализа запроектных аварий РУ 5-го блока Курской АЭС, включая анализ применимости ПС". Отчет РНЦ КИ, инв. 33-16, 1999.

4. А.Достов, А.Крамеров, Д.Михайлов "Гидродинамика и безопасность реакторов РБМК при авариях, инициируемых частичными разрывами контура циркуляции" в печати, ВАНТ, 2000

5. А.Крамеров, В.Волков, Г.Савватимский , В.Горшков "Анализ аварий с потерей теплоносителя на АЭС с РБМК-1500" Отчет РНЦ КИ, инв.33471184, 1984.

6. Длительная потеря силовых СН э/блока РБМК, отчет РНЦ КИ-ВНИИАЭС, 1992.

7. M.Veshchunov et al“Code package SVECHA” in:Proc.NURETH-7, p.1914-1929, 1995a.

8. Separate effects test matrix for thermal-hydraulic code validation. Vol.1 and Vol.2, OCDE/GD (94) 82, Paris, 1994.

9. Heat exchanger design handbook , Vol.1 - Heat exchanger theory. 1983, Churchill S.W. Есть русский перевод "Справочника по теплообменникам, том 1 , стр295-312, 1987.

10. А.Крамеров "Требования к системе расчетных кодов для оценок процессов в реакторном пространстве УГР типа РБМК, существенных с точки зрения опасности МРТК" Отчет РНЦ КИ , инв.33-16/19, 2000.

11. А.Крамеров "Проблемы РП, идеология и требования к комплексу эксперимент.стендов "МРТК-РП", Отчет РНЦ КИ инв.33-16/31 ,2000.

12. Техническое задание на проект "Разработка системы кодов для анализа механических и теплогидравлических процессов в активной зоне РБМК, связанных с разрушением ТК", ЭНИЦ- РНЦ КИ, 2000.

13. “Full Lenght High Temperature Fuel Damage Test#2” , PNL-report PNL-5547, USA, Sept. 1993

14. Отчет ГРУППЫ ПОДГОТОВКИ РУКОВОДСТВА ПО УПРАВЛЕНИЮ ЗПА, НТЦ ГАН Фазы 2,3, 1997 .

Сокращения

АПТ	авария с потерей теплоносителя,
БВ	бассейн выдержки отработанного топлива,
БС	барабан сепаратор,
БРУК	быстродействующий редукционный клапан,
ДГ	дизельгенератор,
ДЦТ	двойная циркониевая труба,
ЕЦ	естественная циркуляция,
ЗКТО	закризисная теплоотдача,
ЗПА	запроектная авария,
ИГР	импульсный графитовый реактор,
ИТК	имитатор топливного канала,
КЕЦ	контур ЕЦ,
КЧР	критический частичный разрыв,
ЛПД	летучие продукты деления,
МРТК	множественные разрывы топливных каналов.
НК	напорный коллектор,
НПЗ	нижняя плита защиты,
ОК	опытный канал (или обратный клапан),
ПВК	пароводяная коммуникация,
ПВС	пароводяная смесь,
ПД	продукты деления,
ПЦР	пароциркониевая реакция,
ПЯ	процессы- явления,
РИА	реактивностная авария,
РП	реакторное пространство,
САОР	система аварийного охлаждения реактора,
СК	страховочный кожух,
СКР	система контроля и регулирования,
СИИТА	стенд интегрального изучения ТА
ОТВС	облученная/отработавшая ТВС,
ТА	тяжелая авария,
ТГД	термогидродинамика ,
УГР	уранграфитовый реактор,
ЭК	экспериментальный канал.
ATWS	процессы без срабатывания АЗ,
blackout	длительная потеря силового э/питания,
CCF,CCFL	counter current flow (limitation),
FLHT	full lenght high temperature tests.