

# ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

V Международная научно-техническая конференция

2–5 октября 2018 г., Москва

V МНТК НИКИЭТ – 2018

Сборник докладов

# INNOVATIVE DESIGNS AND TECHNOLOGIES OF NUCLEAR POWER

V International Scientific and Technical Conference

October 2–5, 2018, Moscow

V ISTC NIKIET – 2018

Collection of papers



Москва  
Издательство АО «НИКИЭТ»  
2018

УДК 621.039  
И66

**Организаторы конференции:**

АО «НИКИЭТ»

при поддержке Государственной корпорации «Росатом»,  
Международного агентства по атомной энергии,  
Российской академии наук и Ядерного общества России

**Conference organizers:**

JSC NIKIET

under support of Rosatom State Corporation,  
International Atomic Energy Agency (IAEA),  
Russian Academy of Sciences and Nuclear Society of Russia

**И66 Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики** [Электронный ресурс]: сб. докладов V Международной научно-технической конференции (2–5 октября 2018 г., Москва) = **Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power** [e-resource]: Collection of papers of V International Scientific and Technical Conference (October 2–5, 2018, Moscow). – Электрон. текст. дан. (1 файл в формате pdf: 197,03 Мб). – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2018. – 1 CD-R.

Систем. требования: ПК с процессором не ниже класса Pentium I ; Windows XP и выше ; CD/DVD-ROM дисковод ; Adobe Acrobat Reader 8.0 и выше.

ISBN 978-5-98706-121-3

V Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» организована АО «НИКИЭТ» и проводится при поддержке Государственной корпорации «Росатом» Международного агентства по атомной энергии, Российской академии наук и Ядерного общества России. Тематика конференции: инновационные проекты ядерных установок различного назначения; ядерное топливо и новые материалы; технологии замкнутого топливного цикла, обращение с ОЯТ и РАО, технологическое решение проблем нераспространения ядерных оружейных материалов; малая энергетика (стационарные, транспортабельные, плавучие, транспортные, космические установки); интегральные расчетные коды нового поколения для анализа безопасности ЯЭУ и топливного цикла; управляемый термоядерный синтез. В работе конференции приняли участие более 50 организаций России, а также представители МАГАТЭ, Австрии, Армении, Беларуси, Бельгии, Бразилии, Германии, Италии, Казахстана, Китая, Нидерландов, Франции, Чехии, Южной Кореи, Японии.

Для специалистов, занимающихся вопросами ядерной энергетики.

*Материалы включены в сборник без редактирования*

**УДК 621.039**

The V International Scientific and Technical Conference “Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power” has been organized by JSC NIKIET and is conducted under the auspices of Rosatom State Corporation, the International Atomic Energy Agency, the Russian Academy of Sciences and the Nuclear Society of Russia. The conference topics include: innovative designs of nuclear facilities for various applications, nuclear fuel and new materials, closed fuel cycle technologies, SNF and RW management, technological answers to nonproliferation problems, small power reactors (stationary, transportable, floatable, propulsion, space), integrated codes of a new generation for safety analysis of nuclear power plants and fuel cycles, controlled fusion. Over 50 Russian organizations, as well as representatives of IAEA, Austria, Armenia, Belarus, Belgium, Brazil, the Czech Republic, China, France, Germany, Italy, Japan, Kazakhstan, the Netherlands, and the Republic of Korea took part in the conference.

For experts in the field of nuclear power.

*Materials are included in the collection without editing.*

© АО «НИКИЭТ», 2018

© Издательство АО «НИКИЭТ», 2018

© Авторы докладов, 2018

ISBN 978-5-98706-121-3

**ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ  
И ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

**INNOVATIVE DESIGNS AND  
TECHNOLOGIES OF NUCLEAR POWER**

Акционерное общество  
«Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский  
институт энерготехники имени Н.А. Доллежала»

# **Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики**

V Международная научно-техническая конференция

2–5 октября 2018 г., Москва

V МНТК НИКИЭТ – 2018

Сборник докладов

Москва  
Издательство АО «НИКИЭТ»  
2018

# КОНФИГУРАЦИЯ РЕАКТОРА, АНАЛОГИЧНОГО IRIS, И БАЗОВАЯ СТРАТЕГИЯ ПАССИВНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ РАЗВЕРТЫВАНИЯ ПОДВОДНЫХ МРММ

Сантинелло М., Рикотти М.Е.

(Миланский политехнический университет, Энергетический факультет, Милан, Италия)

## Введение

Авария на АЭС Fukushima-Daiichi 11 марта 2011 г. выявила необходимость готовности ядерного сообщества к неожиданным обстоятельствам, которые могут выходить за рамки проектных событий. Даже при больших запасах и положительной практике эксплуатации и техобслуживания никогда не может быть исключена возможность ситуаций с тяжелыми последствиями, хотя и отдаленными [1]. Эта авария продемонстрировала, что на работающих реакторах могут проявиться сильные затруднения при возникновении сценария с потерей питания собственных нужд/внешнего питания (LOOP), который приводит к потере конечного теплоприемника (LUHS). Реакция ядерного сообщества на это событие выразилась в усилении внимания к разработке пассивных систем безопасности. После фукусимской аварии гарантия адекватного охлаждения активной зоны с помощью естественной циркуляции в течение очень длительного периода без подачи электропитания и вмешательства человека стала важной составляющей стратегии безопасности во многих проектах поколения III+.

Стратегия пассивной безопасности приобретает громадную важность в модульном реакторе малой мощности (МРММ), где компактность и простота компоновки являются ключевыми аспектами конструкции. Недавно МАГАТЭ опубликовало документ [1], где обсуждаются наиболее важные средства безопасности, применяемые в существующих реакторах и перспективных проектах водоохлаждаемых МРММ. Среди наиболее инновационных идей – идея размещения защитной оболочки ядерного реактора под водой привлекла наибольшее внимание. Концепция состоит в том, что большую металлическую защитную оболочку, в которой размещен корпус реактора, окружает холодная вода. Пар может выделяться во внутреннюю атмосферу и конденсироваться при контакте с внутренней поверхностью, таким образом отводя остаточное тепло к внешней воде. В некоторых проектах МРММ для ближнесрочного развертывания, например, NuScale [2], защитная оболочка реактора погружена в большой водяной бассейн, что создает период отсрочки, определяемый общим запасом воды и тем теплоотводом, который происходит, пока вода остается достаточно холодной. Другой вариант – если металлическая оболочка помещена в море или искусственное озеро (рис. 1), то теплоприемник является практически бесконечным, а период отсрочки, обеспечиваемый процессом охлаждения, – неограниченным. Поэтому подводный МРММ обладает свойствами безопасности, которые естественным образом защищают от некоторых из наиболее проблемных аварийных сценариев. В частности, физически невозможна потеря конечного теплоприемника (LUHS), в то время как полное обесточивание установки, т.е. потеря всех станционных и внешних источников переменного тока, предотвращено с помощью стратегии полностью пассивной безопасности.

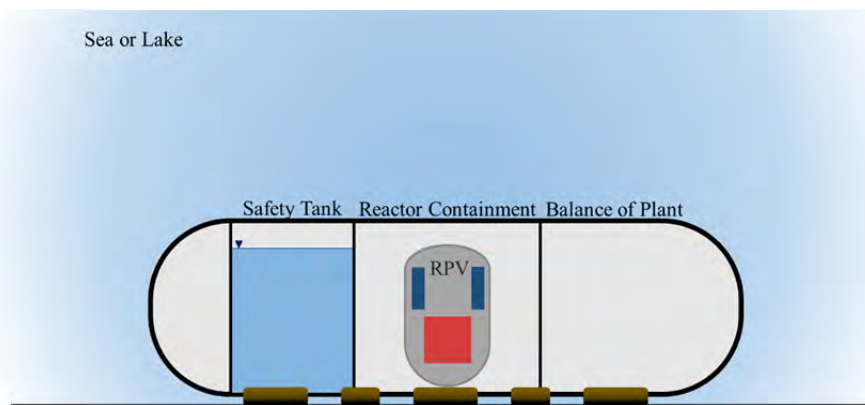


Рис.1. Концепция подводного МРММ:  
 1 – море или озеро; 2 – страховочный бак; 3 – защитная оболочка реактора; 4 – корпус реактора; 5 – система преобразования энергии

Погружение в постоянный теплоприемник в настоящее время используется в некоторых инновационных морских АЭС. В литературе можно найти описание нескольких проектов морских транспортабельных МРММ, рассчитанных на эксплуатацию вдали от берега. Морские МРММ могут быть разделены на плавучие и стационарные (рис. 2). Примерами плавучих барж с размещенными на них реакторами малой мощности для производства электроэнергии могут служить КЛТ-40С [3] и АСР50С [1], сооружаемые в России и Китае. С другой стороны, ниже приведены примеры проектов МРММ с размещением реактора под водой, удерживаемого якорной системой на морском дне:

- концепция Flexblue французской компании DCNS (теперь Военно-морская группа) [4], подводный, полностью транспортабельный ядерный энергоблок, работающий в цилиндрической капсуле на глубине 60-100 м;
- концепция OFNP (Offshore Floating Nuclear Plant), разработанная в Массачусетском технологическом университете, США [5], – это АЭС построенная на платформе на верфи, оттранспортированная на место и закрепленная якорями на относительно глубокой воде;
- океанский реактор на основе проекта SMART, предложенный Корейским университетом науки и техники (KAIST), Южная Корея [6], который размещается в море на удерживаемой гравитацией конструкции.

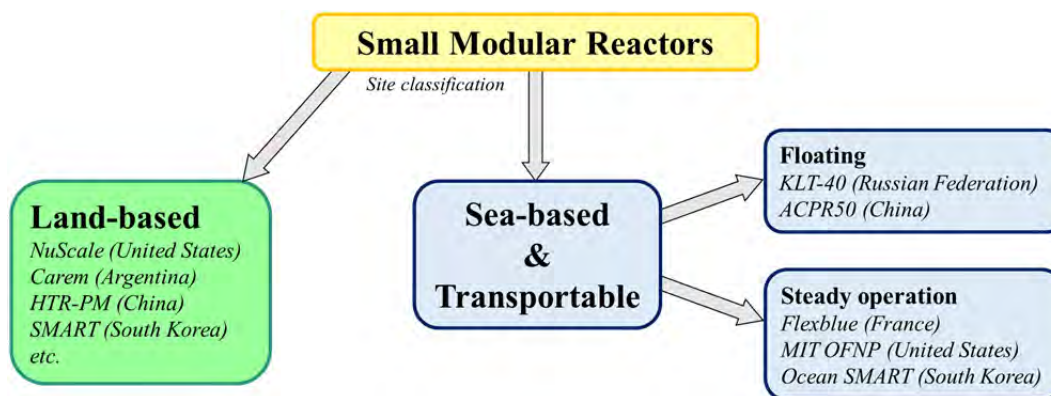


Рис.2. Классификация МРММ по месту размещения:  
 1 – МРММ; 2 – классификация по месту размещения; 3 – наземные; 4 – морские и транспортабельные; 5 – плавучие; 6 – стационарные

За последние годы Миланский политехнический университет выполнил различные работы, направленные на продвижение исследований концепции погружного МРММ. Некоторые из них были выполнены в сотрудничестве с компанией DCNS (теперь Военно-

морская группа) в рамках разработки проекта Flexblue. Задача состояла в решении вопросов, касающихся конструкции реактора и стратегии безопасности, сосредоточенных в основном на термогидравлических аспектах. В результате было выработано предложение и выполнен критический анализ, хотя и не исчерпывающий, конструкции реактора и возможных свойств безопасности погружного МРММ. Цель данного доклада заключается в представлении обзора трех анализов, выполненных Университетом между 2013 и 2017 гг.

В следующих трех разделах описаны три темы: 1) анализ с помощью CFD состояния воды во внешнем теплоприемнике; 2) предварительная конфигурация реактора с интегральной компоновкой, пригодного для эксплуатации в погруженной капсуле; 3) базовая стратегия полностью пассивной безопасности с идентификацией и моделированием референтных аварийных сценариев.

- 1) *Наружная естественная конвекция.* Двумерный анализ на базе CFD нестационарного режима выполнен для моделирования расхода естественной конвекции в океане и получения прогноза по распределению теплового потока, профиля температуры поверхности капсулы, коэффициента теплопередачи. Цель заключалась в определении максимальной тепловой мощности, которая может быть передана теплоприемнику для данной конфигурации защитной оболочки и при данных граничных условиях. Исследование является основополагающим для определения мощности реактора.
- 2) *Компоновка реактора в погруженной защитной оболочке.* Конструкция погружного МРММ должна соответствовать производственным ограничениям по диаметру защитной оболочки: реактор должен быть размещен внутри горизонтальной цилиндрической капсулы, диаметр которой в настоящее время ограничен технологическими возможностями и экономическими соображениями. Определение компоновки реактора довольно проблематично и требует тематических исследований. В разделе описана предварительная конструкция PWR с интегральной компоновкой на основе концепции реактора IRIS в расчете на капсулу диаметром 14 м, который принят компанией DCNS в качестве референтного для концепции Flexblue.
- 3) *Стратегия безопасности и анализ.* Этот раздел определяет перспективные решения по пассивной безопасности при подходящем сочетании пассивных систем безопасности из теплообменников вне капсулы, встроенных парогенераторов, линий прямого впрыска в корпус и бассейны-барботеры в капсуле. Исходя из опыта фукусимской аварии, были выбраны и смоделированы с помощью Relap5 два референтных аварийных сценария: i) полное обесточивание станции (SBO), когда остаточное тепло отводится путем естественной циркуляции в конденсаторе, погруженном в морскую воду, и ii) длительная естественная циркуляция в отстойнике, когда остаточное тепло сбрасывается непосредственно через погруженную защитную оболочку.

Заключительный раздел содержит другие сведения о разработке погружного МРММ, включая предложения по экспериментам и проблемам, которые необходимо решить для выхода на этап развертывания реактора.

## **1. Наружная естественная конвекция**

Концепция безопасности МРММ, погруженного в море или искусственное озеро, напрямую зависит от способности капсулы отводить тепло изнутри горизонтальной защитной оболочки к внешнему теплоприемнику. Поэтому для определения максимальной мощности остаточного тепловыделения, которая может быть надежно отведена, а следовательно, и мощности реактора особую важность имеет оценка теплового

потока через капсулу. Исследование данного аспекта довольно затруднительно, так как классический подход, основанный на существующих эмпирических корреляциях, приводит к разбросу результатов при оценке производительности капсулы по отводу тепла (рис. 3).

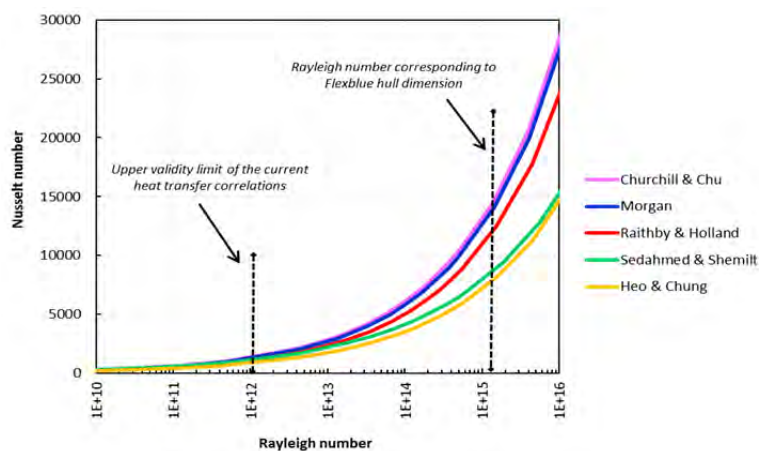


Рис. 3. Число Нуссельта в зависимости от числа Рейля для эмпирических корреляций для наружной естественной конвекции от горизонтального цилиндра [7]

Типичный предел справедливости корреляций для наружной конвекции от горизонтального цилиндра гораздо ниже рабочей точки существующей проблемы. В общем случае корреляции считаются справедливыми для чисел Рейля до  $10^{12}$ , т.е. для естественной конвекции от труб и проволок, тогда как большой диаметр горизонтальной защитной оболочки попадает в диапазон чисел Рейля после  $10^{15}$ . Кроме того, из-за большого размера цилиндра профиль коэффициента теплопередачи предполагается неравномерным при большой разнице между верхней и нижней зонами.

С учетом этого задача решалась численными методами. Для моделирования потока естественной конвекции в океане был выполнен двумерный нестационарный анализ методом CFD с целью получения распределения теплового потока, профиля температуры поверхности капсулы и коэффициента теплопередачи [7]. Французская компания DCNS поддержала исследования в рамках разработки Flexblue. Для моделирования рассматривалась система, представляющая собой часть океана протяженностью 300 м и глубиной 60 м, в которой нагретый круг диаметром 14 м помещен на 6 м выше дна моря, где начинается поток естественной конвекции. Температура на поверхности круга зафиксирована на значении  $100\text{ }^{\circ}\text{C}$ , и она является постоянной и равномерной. Исходная температура морской воды принята с запасом на уровне  $35\text{ }^{\circ}\text{C}$ . В модели моделируется также проводимость через толщу углеродистой стали в защитной оболочке и через покраску и слои биозагрязнений. Эти элементы обладают низкой теплопроводностью, что увеличивает сопротивление теплопередаче и снижает эффективность теплообменника в виде капсулы. Сетка для моделирования состоит из почти 800 тыс. ячеек и представляет собой очень точное приближение для зоны вблизи стенки. Уравнения Навье-Стокса для нестационарной несжимаемой среды и уравнения энергетического баланса решаются с помощью ANSYS-Fluent 14.0 с учетом аппроксимации Бусине и SST версии k- $\omega$  модели для моделирования турбулентности.

Результаты показали большие возможности морской воды поглощать остаточное тепловыделение без значительного повышения температуры. Нагрев морской воды за пределами граничного слоя очень мал: только маленькая часть океана испытывает влияние процесса нагревания и изменение температуры практически ниже  $1\text{ }^{\circ}\text{C}$  (рис. 4).



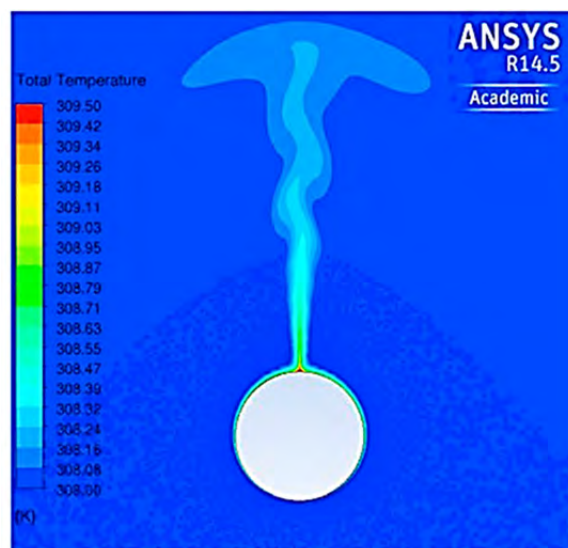
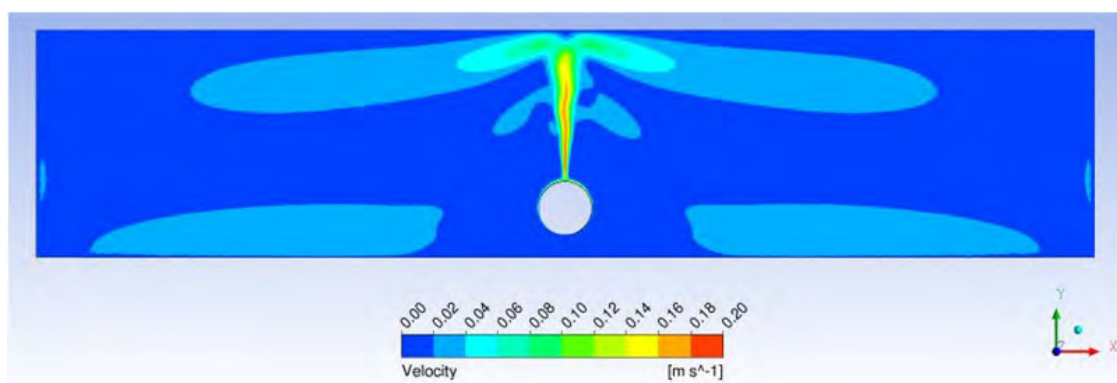
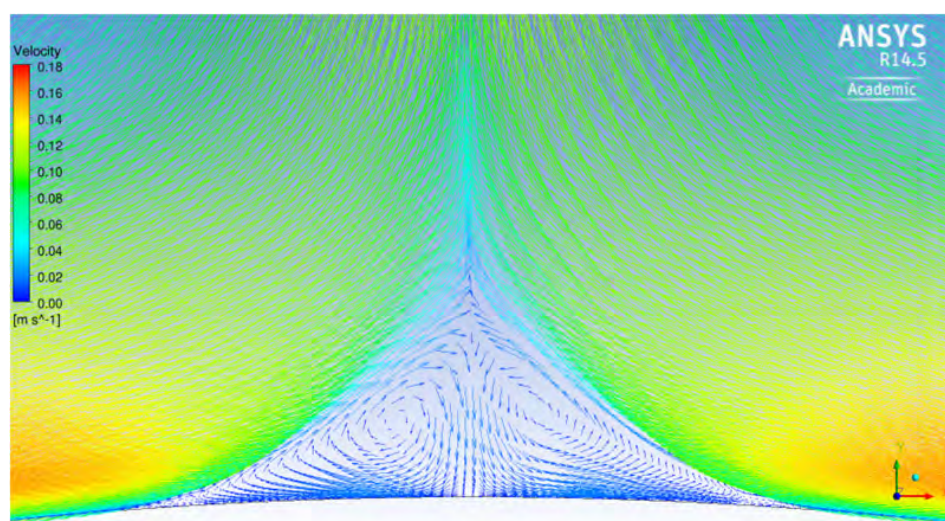


Рис. 4. Температурный профиль вокруг капсулы по двумерному нестационарному расчету CFD через 8000 с [7]

Профиль рассчитанных скоростей дает большой расход циркуляции от сторон моделируемой части океана и к ним при колебательном факеле над капсулой (рис. 5а) и застойной точке с небольшими циркуляционными вихрями наверху круга (рис. 5б).



(а)



(б)

Рис. 5. Глобальный профиль скорости (а) и векторный рисунок вблизи верхушки капсулы (б) [7]

Количественные значения, полученные при моделировании, показывают, что нагрев верхней части капсулы способствует развитию турбулентности, создаваемой естественной конвекцией, и что в этой зоне теплоперенос гораздо более эффективен, чем в нижней половине (рис. 6). Кроме того, профили температуры и коэффициента теплопередачи отражают наличие застойных мест наверху защитной оболочки. Средняя плотность теплового потока при данных условиях, рассчитанная по программе Fluent, составляет около  $10600 \text{ Вт/м}^2$ ; это означает, что если температура внутри защитной оболочки равна  $100 \text{ }^\circ\text{C}$ , более  $10 \text{ МВт}$  могут быть отведены наружу через поверхность защитной оболочки реактора в капсуле. Поэтому тепловая мощность  $500 \text{ МВт}$  (тепл.) является подходящей для реактора, работающего в подводной защитной оболочке, так как мощность остаточного тепловыделения через  $1 \text{ ч}$  после аварийной остановки составляет около  $5 \text{ МВт}$ . Это значение было принято для дальнейших расчетов по подводному МРММ.

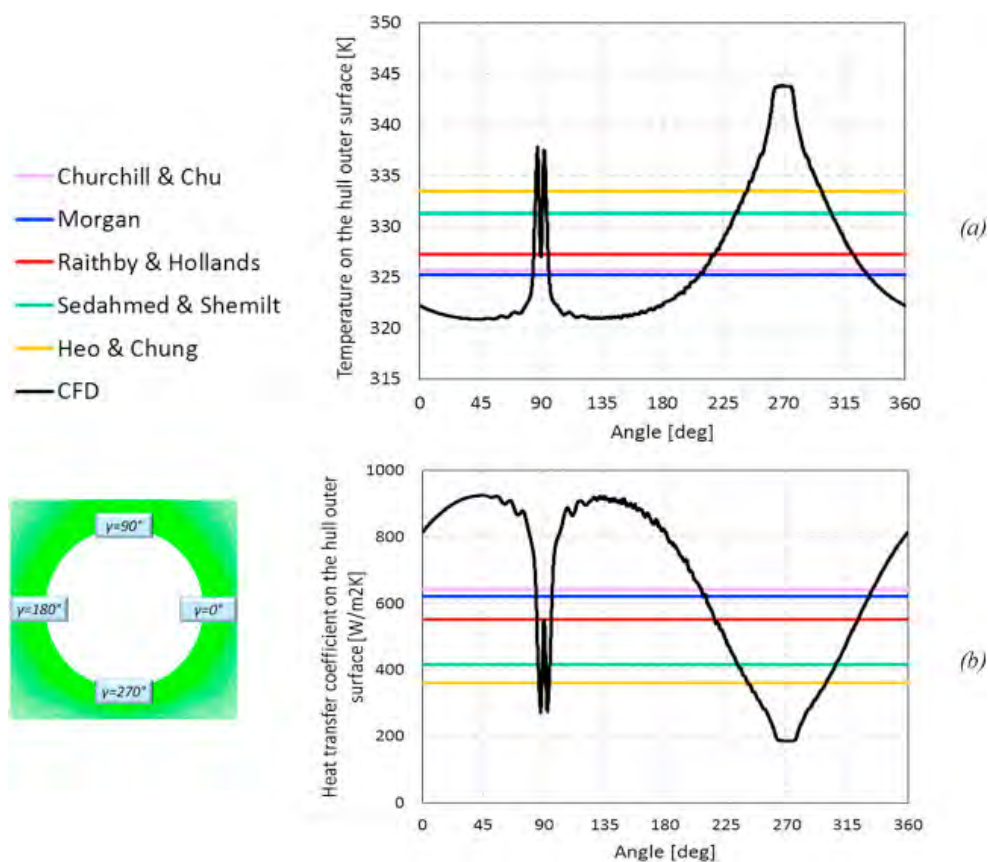


Рис. 6. Профили температур (а) и коэффициента теплопередачи (б), рассчитанные по CFD, в сравнении с результатами по имеющимся в литературе эмпирическим корреляциям [7]:

1 – температура на внешней поверхности капсулы, К; 2 – угол, град.; 3 – коэффициент теплопередачи на внешней поверхности капсулы,  $\text{Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{К})$

## 2. Компоновка реактора в подводной защитной оболочке

Определение конфигурации реактора, пригодной для эксплуатации в подводной защитной оболочке, довольно проблематично, поскольку требуются специфичные проектные решения из-за подводного размещения. Помимо ограничений по выходной мощности по соображениям безопасности, описанных в предыдущем разделе, другое важное ограничение для проекта исходит от возможностей по сооружению. Для обеспечения транспортабельности и заводского изготовления реактор должен размещаться в горизонтальной капсуле, диаметр которой ограничен по производственным и экономическим соображениям. Для Flexblue референтный диаметр капсулы составляет

14 м [4], и это значение было принято в качестве предельного в настоящем исследовании. Другие требования связаны с применимостью стратегии полностью пассивной безопасности. Для выполнения этих требований можно использовать множество альтернатив. Shirvan et al. [8] исследовал пять ядерных технологий в отношении их применимости к морскому подводному МРММ. В их числе: быстрый реактор на свинцово-висмутовой эвтектике (LBFR), реактор с органическим теплоносителем (OCR), реактор на перегретой воде (SWR), кипящий реактор (BWR) и реактор PWR с интегральной компоновкой. Был сделан вывод, что все эти технологии подходят для применения стратегии полностью пассивной безопасности. Кроме того, LBFR и OCR являются наиболее компактными. Однако гражданская ядерная отрасль не обладает большим опытом по этим альтернативам при невозможности их ближнесрочного развертывания. С другой стороны, технология PWR является широко апробированной, надежной и глобально принятой, поэтому она подходит для намеченной цели.

Будучи участником консорциума IRIS, за последние 20 лет Миланский политех приобрел важный опыт в проектировании интегральных PWR. Международный инновационный защищенный реактор IRIS [9] разрабатывался в 2001-2011 гг. международным консорциумом, возглавляемым компанией Westinghouse, с участием 26 членов из промышленности, университетов, лабораторий и энергетических компаний из 10 стран. IRIS – это модульный реактор PWR интегральной компоновки средней мощности (335 МВт(эл.)), в корпусе давления которого размещены активная зона и все оборудование первого контура – парогенераторы, компенсатор давления, ГЦН и приводы регулирующих стержней. Масштабированная версия этого реактора под названием IRIS-160 представлена в [10]. Оборудование первого контура было пересмотрено для снижения тепловой мощности с 1000 до 500 МВт(тепл.), а электрической с 335 до 160 МВт(эл.), высоты реактора – с 22 до менее чем 14 м, а также для максимального уменьшения диаметра корпуса реактора для снижения затрат. В анализе рассмотрены активная зона реактора, приводы РС, ГЦН, компенсатор давления и парогенератор.

В конструкции *активной зоны реактора* принята стандартная ТВС реактора PWR, как в IRIS: активная зона состоит из 89 ТВС с 264 твэлами в квадратной решетке 17x17. В результате диаметр активной зоны составляет около 2,75 м. Высота активной части твэлов равна примерно половине высоты ТВС в реакторе IRIS (4,20 м). В принципе, значение в 2 м для высоты активной части ТВС, как в NuScale и SMART [11], может быть вполне приемлемым. С учетом объема для сбора газообразных продуктов деления и толщины опорных плит активной зоны общая высота активной зоны реактора IRIS-160 составит 3,00-3,20 м. Несмотря на то, что еще должна быть выполнена нейтронно-физическая верификация такой зоны, это решение выглядит реальным.

*Приводы РС* в IRIS размещены над активной зоной и срабатывают с помощью электромагнитного или гидравлического механизма. Для IRIS-160 сохранено аналогичное решение. По предварительной оценке, высота привода в два раза превышает полную длину ТВС для того, чтобы можно было разместить выведенные РС и коммуникации, плюс высота механизма для манипуляций. Общая высота может быть оценена между 5,5 и 6,0 м.

Четыре *осевых насоса со спиральной камерой* предусмотрены для организации потока в первом контуре. Насосы могут быть размещены над модулями ПГ, в кольцевом пространстве между корзиной активной зоны и корпусом реактора. Общие размеры насоса и диффузора менее 1,5 м по высоте, 1 м по ширине и 1 м по глубине. На данном предварительном этапе модель насоса еще не выбрана.

*Зона компенсатора давления* определена изолированной конструкцией в виде перевернутой шляпы, которая отделяет тракт циркуляции теплоносителя первого контура от насыщенной воды под давлением. Общий объем гораздо больше по сравнению с типичной конструкцией PWR ( 1,6 раза больше, чем компенсатор давления реактора

AP1000). В конструкции IRIS не требуются распылители, реализация которых при интегральной компоновке была бы проблематичной.

Конструкция парогенератора для IRIS-160 претерпела большие изменения по сравнению с первоначальной конструкцией IRIS, где 8 модулей ПГ с винтовыми трубками размещены вокруг корзины при диаметре модуля 1,5 м. такое решение неприемлемо для IRIS-160 из-за уменьшения мощности реактора. По экономическим причинам также желательно уменьшить диаметр корпуса реактора. Поэтому предлагается компоновка с двумя или четырьмя соосными с корзиной модулями ПГ с винтовыми трубками. Предварительный расчет ПГ был выполнен с помощью метода сосредоточенных параметров на основе корреляций по теплопереносу с наложением двух ограничений: по длине каждой трубки в 32 м (по соображениям изготовления) и по вертикали в 4 м, так как должно быть обеспечено достаточное пространство для коллекторов и насосов в пределах допусков по зазорам для приводов. Результаты показали, что такая компоновка способна передавать всю вырабатываемую тепловую мощность 500 МВт и может быть размещена в корпусе реактора с внутренним диаметром 5 м или даже меньше. Результаты по методу сосредоточенных параметров были верифицированы анализа с помощью одномерного системного кода в системе Relap5. Был смоделирован ПГ диаметром 5 м из 45 рядов трубок. Было найдено довольно хорошее количественное соответствие (рис. 7).

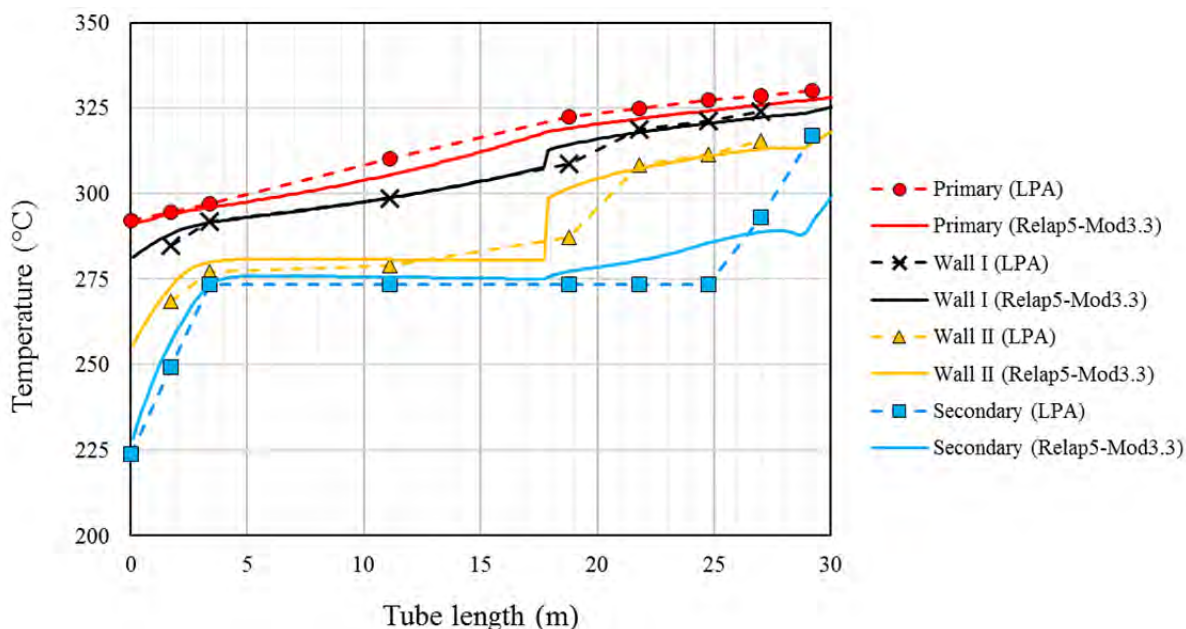
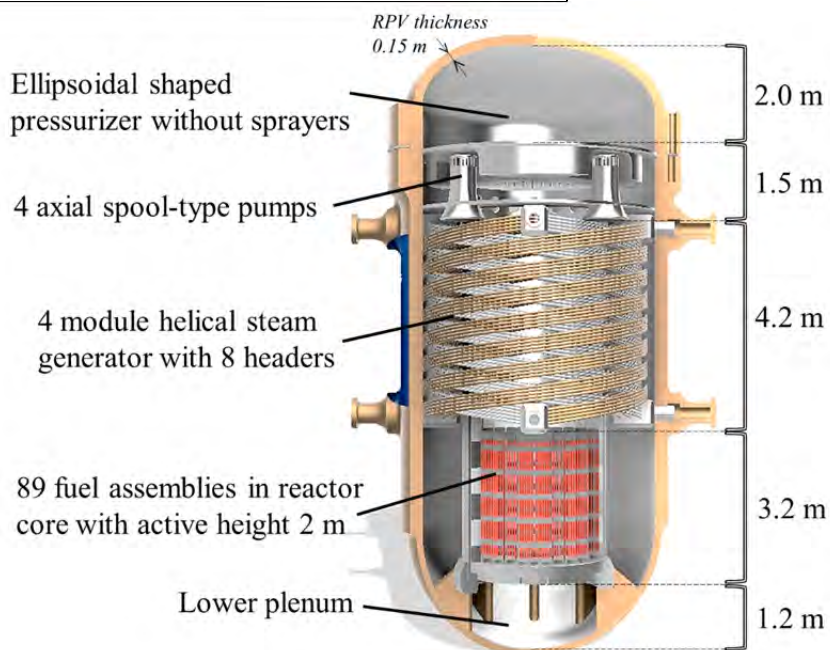


Рис. 7. Температурные профили для масштабированного ПГ при давлении 15,5/6,2 МПа и расходе 2250 кг/с по Relap5 Mod3.3 в сравнении с методом сосредоточенных параметров [10]

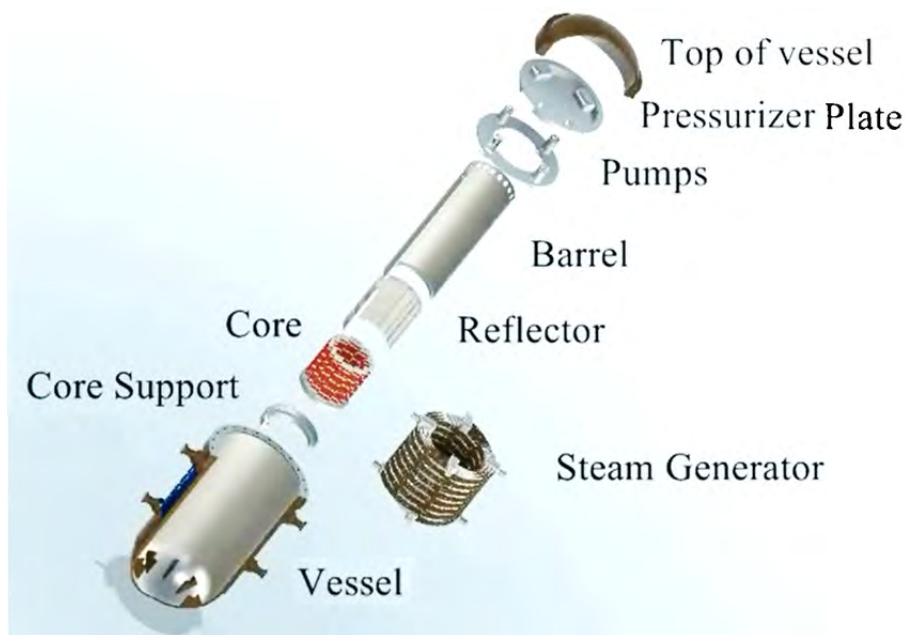
На рис. 8 представлена сборка оборудования первого контура. После оценки общей высоты корпуса реактора с интегральной компоновкой было установлено, что, по всей видимости, она может быть менее 13 м. Аналогично, интегральная компоновка позволяет сохранить диаметр корпуса менее 5 м. В табл. 1 приведены подробные данные по расчету диаметра и высоты корпуса. Окончательные проектные размеры зависят от определения рабочего расхода и соображений безопасности.

## Сводные данные по оценке высоты и диаметра оборудования первого контура

Высота корпуса реактора	Диаметр корпуса реактора
Толщина стенки корпуса $\approx 0,15$ м	Активная зона $\approx 2,75$ м
Нижняя камера $\approx 1,20$ м	Корзина $\approx 2,85$ м
Активная зона реактора $\approx 3,20$ м	Парогенератор $\approx 4,75$ м
Привод РС $\approx 5,50 - 6,00$ м	<b>Внешний диаметр <math>\approx 5,25</math> м</b>
Парогенератор $\approx 4,20$ м	
ГЦН $\approx 1,50$ м	
Компенсатор давления (включая плиту) $\approx 2,00$ м	
Толщина стенки корпуса $\approx 0,15$ м	
<b>Общая высота <math>\approx 12,40 - 12,70</math> м</b>	



(a)



(б)

Рис. 8. Сборка (а) и оборудование (б) в компоновке реактора IRIS-160 [10]:  
 а: 1 - толщина корпуса 0,15 м; 2 – компенсатор давления эллипсоидной формы с разбрызгивателями; 3 – 4 осевых насоса со спиральной камерой; 4 – 4 модульных ПГ с 8 теплообменниками; 5 – 89 ТВС в активной зоне реактора с высотой активной части 2 м;  
 б: 1 – нижняя камера; б: 1 – верх корпуса; 2 – плита компенсатора давления; 3 – насосы; 4 – корзина; 5 – отражатель; б: 6 – активная зона; 7 – опора активной зоны; 8 – корпус; 9 – парогенератор

### 3. Стратегия и анализ безопасности

#### 3.1 Стратегия безопасности

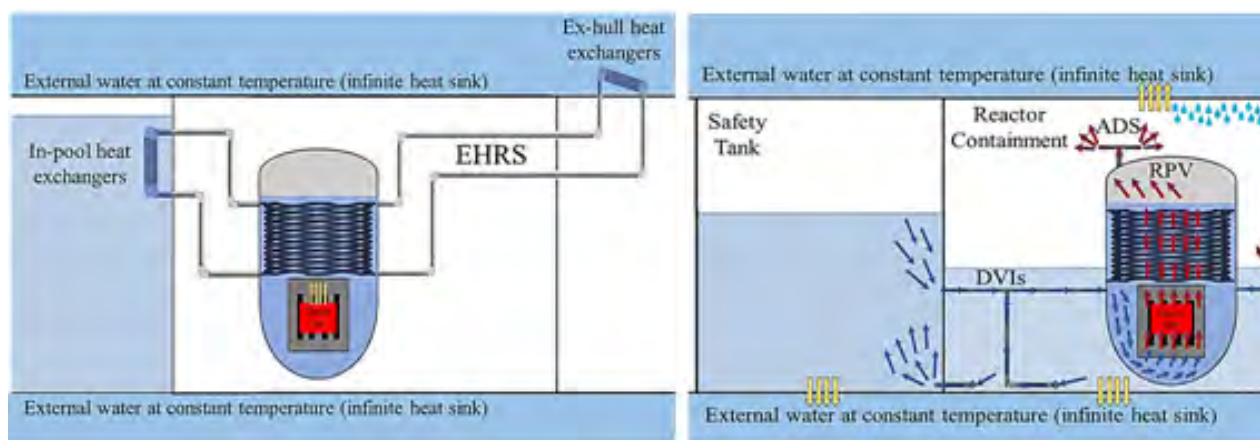
Цель по обеспечению безопасности при аварийном отводе остаточного тепловыделения в концепции подводного МРММ заключается в реализации решений по полностью пассивной безопасности, когда не требуется ни подвод электропитания переменным током, ни вмешательство оператора и в качестве постоянного и бесконечного теплоприемника используется вода, окружающая защитную оболочку. Достижение этой цели является фундаментальной задачей для подводного реактора, поскольку его особое размещение может сделать проблематичным дистанционное выполнение действий по обеспечению безопасности в аварийных ситуациях. Пассивная безопасность еще на стадии проектирования предотвращает ошибки управления. Это может означать значительный прорыв для ядерной безопасности, практически устраняя аварийные сценарии, подобные фукусимскому.

Перспективный комплект систем безопасности включает следующее: (i) два тракта аварийных систем отвода тепловыделения (EHRS), связывающих парогенератор со стороны второго контура с двумя/четырьмя теплообменниками вне капсулы; (ii) защитная оболочка реактора (с сухой шахтой), которая воспринимает пар, образующийся после разрыва трубопровода первого контура или срабатывания автоматической системы снижения давления (ADS), и обеспечивает конденсацию пара на металлической поверхности, контактирующей с наружной водой; (iii) бассейн-барботер (страховочный бак), который может использоваться для снижения давления и для непосредственного впрыска в корпус реактора и защитную оболочку; (iv) два тракта теплообменников в бассейне, связанных с корпусом интегрального реактора, работающих параллельно с EHRS и обеспечивающих охлаждение воды в первом контуре через ПГ.

В соответствии со сценарием, аналогичным фукусимскому, единственным сценарием, связанным с термогидравликой, является полное обесточивание установки (SBO), так как одновременная потеря конечного теплоприемника (LUHS) рассматривается как практически невозможная. Поэтому базовый аварийный сценарий начинается с потери обычных возможностей активного охлаждения и срабатывания пассивных систем безопасности. Затем по одному единственному критерию было выбрано две референтных ситуации: сохранение или несохранение целостности первого контура. В случае аварии с ее сохранением (non-LOCA-SBO) система EHRS становится главной пассивной системой безопасности, тогда как в сценарии без сохранения целостности первого контура (LOCA-SBO) главную роль играет защитная оболочка подводного реактора. Последнее представляет также резервную стратегию в случае отказа других систем безопасности.

В инструкциях по безопасности принято в случае сценария с сохранением целостности первого контура (non-LOCA): использование пассивной EHRS для отвода остаточного тепловыделения в бесконечный теплоприемник (море или озеро) и/или в теплообменники в бассейне, для отвода тепла в бассейн-барботер. В сценарии с потерей целостности первого контура (LOCA-like) после немедленного аварийного впрыска из систем высокого давления стратегия следующая: удаление пара и неконденсирующихся газов в бассейн-барботер и затем через коммуникации непосредственного впрыска в корпус интегрального реактора (используя избыточное давление в бассейне) плюс залив защитной оболочки реактора и конденсация на внутренней стенке защитной оболочки.

Две стратегии обеспечения безопасности представлены на рис. 9. Анализ безопасности был выполнен численными методами. Эти аварийные сценарии были смоделированы с помощью Relap5-Mod3.3, референтного средства моделирования для анализа ядерной безопасности, разработанного в Айдахской национальной лаборатории (INL) для Комиссии по ядерному регулированию (NRC) США.



Аварийная система отвода тепла  
(а) Сценарий без потери теплоносителя

Длительная ЕЦ в прямке  
(б) Сценарий с потерей теплоносителя

Рис. 9. Референтные сценарии в стратегии пассивной безопасности [10]:

*а: 1 – теплообменники вне капсулы; 2 – наружная вода при постоянной температуре (бесконечный теплоприемник); 3 – теплообменники в бассейне; 4 – наружная вода при постоянной температуре (бесконечный теплоприемник); б: 1 – наружная вода при постоянной температуре (бесконечный теплоприемник); 2 – страховочный бак; 3 – защитная оболочка реактора; 4 – наружная вода при постоянной температуре (бесконечный теплоприемник)*

### 3.2 Сценарий Non-LOCA-SBO: моделирование пассивной работы EHRS

При моделировании исследовали развитие потоков ЕЦ в первом (корпус интегрального реактора) и втором (EHRS) контурах в случае полной потери и собственного, и внешнего энергоснабжения переменным током. Задача была проанализировать действенность концепции безопасности: ожидаемый результат –

успех/отказ EHRС. Моделирование позволило наблюдать, возможно ли благодаря этой концепции обеспечить надежное охлаждение активной зоны путем ЕЦ и отвод остаточного тепла в море. Компоновка IRIS-160, представленная в разделе 2, была принята в качестве референтной конструкции. Для теплообменника с морской водой во втором контуре была принята упрощенная компоновка. Модель в Relap5 состоит из: 1) первого контура, который включает активную зону, компенсатор давления, парогенератор со стороны первого контура и другое менее важное оборудование; 2) второго контура, который включает парогенератор со стороны второго контура, EHRС с обменом непосредственно с морской водой и соединительные трубопроводы. Окружающая морская вода не моделировалась, но на внешнюю поверхность конденсатора были наложены условия граничной конвекции. Моделирование стартовало с началом события SBO после достижения нормальных условий эксплуатации. был смоделирован переходный режим длительностью 5 ч.

В публикации Santinello et al. [10] приведен подробный анализ результатов. Моделирование по Relap5-Mod3.3 прогнозирует, что номинальная конфигурация может отводить остаточную энергию от активной зоны (рис. 10), причем мощность, передаваемая наружу, всегда больше, чем мощность остаточного тепловыделения. Смачивание твэлов непрерывное, и в теплоносителе в активной зоне наблюдается слегка пузырьковый поток. Благодаря небольшому парообразованию в активной зоне уровень жидкости (рис. 11) всегда гораздо выше запасов без риска перегрева теплоносителя первого контура и осушения активной зоны (рис. 11). Давление в первом и втором контурах (рис.12) снижается до очень низких значений, и вполне вероятно, что во втором контуре оно станет ниже атмосферного. Это эффект, вероятно, обусловлен холодной фиксированной температурой теплоприемника, что обеспечивает очень эффективную конденсацию. Паросодержание на выходе из парогенератора (рис. 13) стремится к довольно высокому значению, особенно в первый час после аварийной остановки. Вообще моделирование обнаружило хороший отклик EHRС, которая эффективно работает в течение всего 5-часового переходного режима.

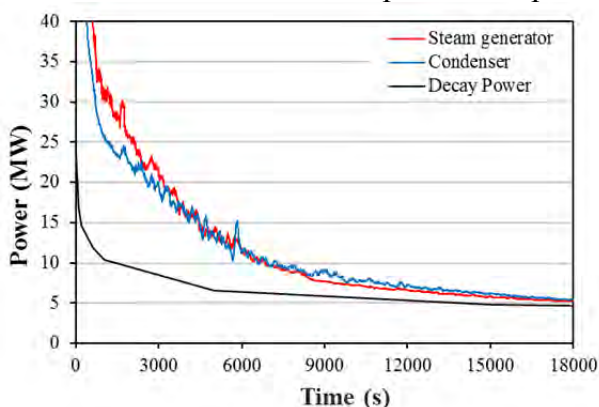


Рис. 10. Сравнение мощности активной зоны, ПГ и EHRС: 1 – мощность, МВт; 2 – время, с; 3 – ПГ; 4 – конденсатор; 5 – остаточная мощность

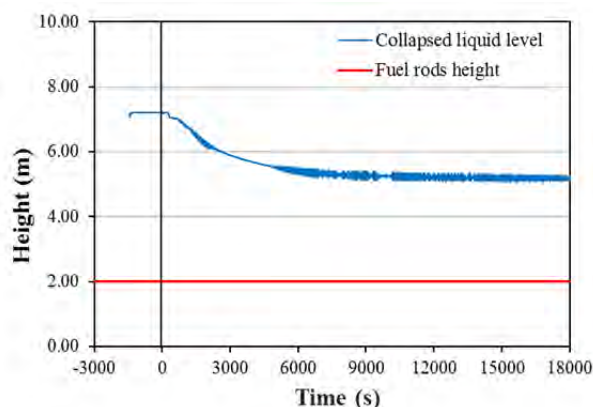


Рис. 11. Сравнение уровня жидкости в корзине активной зоны (нулевая отметка соответствует базе активной высоты активной зоны): 1 – высота, м; 2 – время, с; 3 – уровень жидкости; 4 – высота твэлов



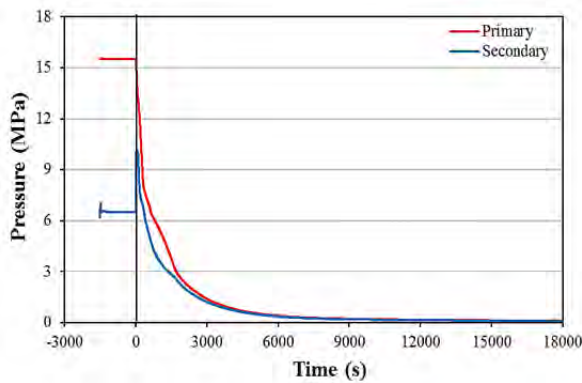


Рис. 12. Профили давления в первом и втором контурах: 1 – давление, МПа; 2 – время, с; 3 – первый контур; 4 – второй контур

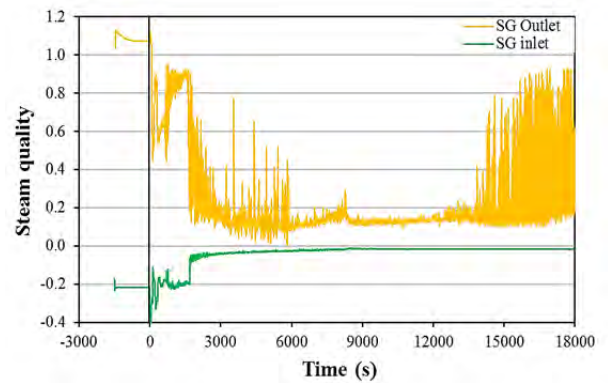


Рис. 13. Паросодержание на входе и выходе ПГ: 1 – паросодержание; 2 – время, с; 3 – вход в ПГ; 4 – выход из ПГ

### 3.3 Сценарий LOCA-SBO: моделирование длительной естественной циркуляции в прямке

Сильной стороной концепции подводного МРММ является вероятность неограниченного периода отсрочки, обеспечиваемого пассивными системами безопасности и морем. Код Sub-Cont представляет конечное решение для отвода остаточного тепла, который действует, когда система первого контура разгерметизирована и давление в ней снижено. Снижение давления обычно происходит после LOCA. Однако оно может быть вызвано открытием клапанов системы ADS в сценариях, когда первый контур остается неповрежденным, а происходит отказ EHRS. Целевым сценарием является безопасное состояние при сниженном давлении без осушения, когда происходит залив защитной оболочки путем впрыска воды из бассейна-барботера/большого страховочного бака в систему первого контура с разрывом. Остаточное тепло генерирует пар, который выходит в защитную оболочку (сухую шахту) и конденсируется на ее внутренней поверхности. Конденсат собирается в бассейне оболочки с циркуляцией в страховочный бак, как показано на рис. 9б.

Система, предназначенная для моделирования, состоит из трех макрокомпонентов, а именно: корпуса реактора (RPV), защитной оболочки (RC) и страховочного бака (ST), соединенных тремя группами трубопроводов: прямого впрыска в корпус (DVI), автоматической системы снижения давления (ADS) и системы циркуляции (RS). Схема модели дана на рис. 14. Нодализация RC и ST является наиболее критичным аспектом при моделировании, поскольку Relap5 является одномерным ориентированным на трубопроводы кодом и не оптимизирован для несвязных потоков в больших объемах. Здесь используется послойная модель, аналогичная предложенной Papini et al. [12], который проверял ее на частных случаях и сравнивал с расчетами по GOTHC с получением приемлемого согласования. Поскольку работы были сосредоточены на длительном периоде, исходное событие аварийного сценария, т.е. LOCA, не моделировалось. Момент начала переходного режима был принят как 7 ч 30 мин после аварийной остановки, когда мощность остаточного тепловыделения составляла 4 МВт, и выделение тепла в активной зоне в течение 25-часового референтного переходного режима моделировалось по типичной кривой остаточного тепловыделения. Кроме этого, ускоренный режим использовался для исследования изменения потоков в прямке при ЕЦ до 21 сут после остановки. Для завершения анализа было выполнено дополнительное моделирование для постоянной и очень низкой мощности активной зоны в 0,4 МВт. Это значение представляет остаточное тепловыделение реактора примерно через 4 мес после остановки. Подробности стратегии моделирования можно найти в [13].

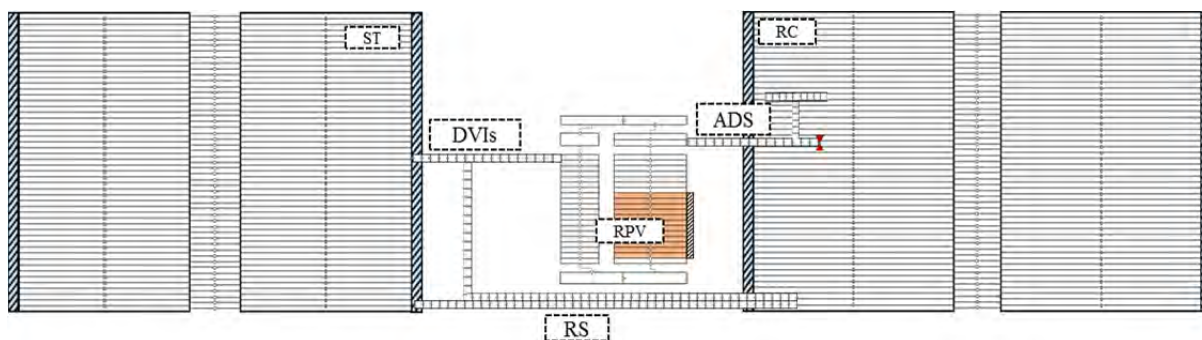


Рис. 14. Нодализация системы длительной ЕЦ в прямке для Relap5 [13]

Результаты обеспечили численную демонстрацию эффективности потоков ЕЦ в прямке на основе концепции пассивной безопасности. Учитывая длительность периода, наблюдался успешный процесс охлаждения активной зоны при моделировании референтного случая и случаев чувствительности к мощности активной зоны. Система выигрывает благодаря теплоемкости большого запаса воды в страховочном баке, превосходной теплопередаче через капсулу с использованием моря в качестве бесконечного теплоприемника. Скорость теплопередачи наружу почти всегда больше, чем мощность остаточного тепловыделения, как можно видеть на рис. 15. Образование небольшого количества пара необходимо для создания градиента плотностей и поддержания расхода естественной циркуляции (рис. 16). Кроме того, бассейн защитной оболочки охлаждается через металлическую стенку, и его средняя температура демонстрирует тенденцию к снижению через несколько часов моделирования (рис. 17). Теплопередача между жидкостями очень эффективна и представляет основной способ отвода остаточного тепла.

Исследование обеспечило численную демонстрацию эффективности ЕЦ в прямке на основе концепции пассивной безопасности. С учетом длительности периода наблюдался процесс успешного охлаждения активной зоны. Для приблизительной оценки влияния нодализации RC и ST на результаты анализ чувствительности к числу элементарных объемов в каждом трубопроводе показал, что дискретизации защитной оболочки сильно влияет на стабильность результатов.

Крупная нодализация дает даже большие колебания давления в защитной оболочке (рис. 18) и многих других величин. Флуктуации имеют численное происхождение и могут гаситься уменьшением длины элементарных объемов. Однако при очень значительном измельчении сетки не происходит четкого сближения. Поэтому полученные результаты являются приемлемыми для предварительного анализа и заслуживают дальнейшего исследования.

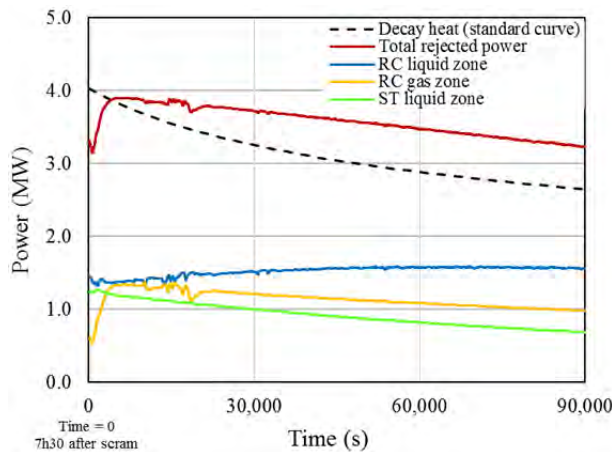


Рис. 15. Теплопередача наружу в сравнении с мощностью остаточного тепловыделения (стандартная кривая): 1 – остаточное тепловыделение (стандартная кривая); 2 – общая отводимая мощность; 3 – зона жидкости в защитной оболочке; 4 – газовая зона в защитной оболочке; 5 – зона жидкости в страховочном баке

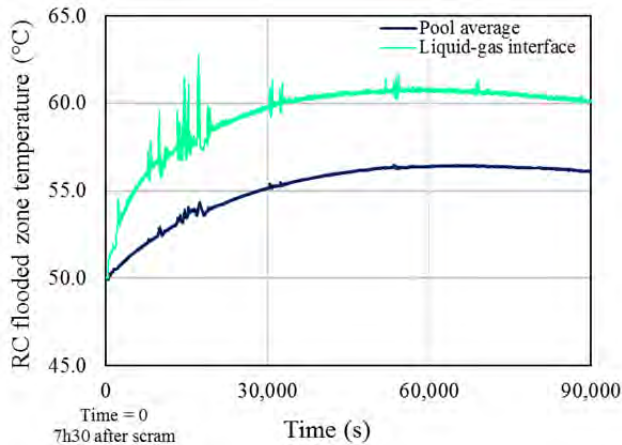


Рис. 17 Профиль средней температуры в бассейне защитной оболочки (стандартная кривая): 1 – температура затопленной зоны в защитной оболочке; 2 – время, с; 3 – время=0; 7 ч 30 мин после остановки; 4 – средняя по бассейну; 5 – поверхность раздела жидкость-газ

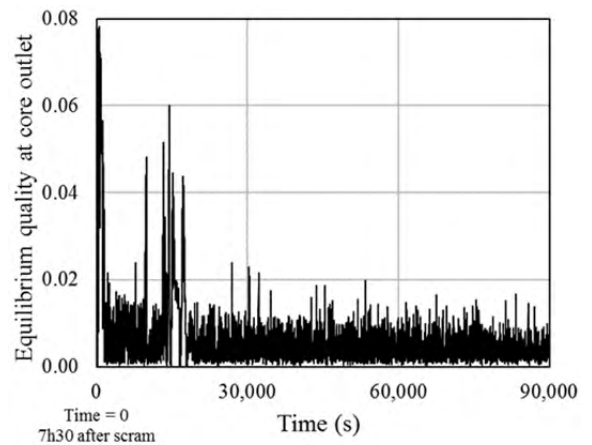


Рис. 16. Профиль паросодержания на выходе из активной зоны (стандартная кривая): 1 – равновесное паросодержание на выходе из активной зоны; 2 – время, с; 3 – время=0; 7 ч 30 мин после остановки

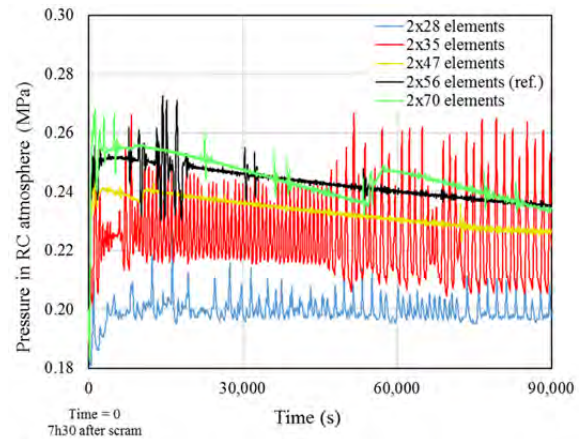


Рис. 18 Профиль давления в защитной оболочке для 4 вариантов чувствительности в сравнении с референтным вариантом 3: 1 – давление в атмосфере защитной оболочки, МПа; 2 – время, с; 3 – время=0; 7 ч 30 мин после остановки; 4 – элементы

#### 4. Проблемы при развертывании подводных МРММ

Для достижения последней стадии проектирования, лицензирования и коммерциализации подводных МРММ требуется решить множество вопросов. Наиболее важный из них касается проведения соответствующей кампании экспериментов, которые позволят провести валидацию численных моделей и обеспечат обоснование концепции безопасности. Затем должны быть определены проблемы, связанные с проектными и непроектными аспектами.

В 2016 г. в рамках программы НИОКР, представленной на запрос H2020 Евратома – проект INSPIRE (интеграция потенциальной роли МРММ в задачи Евросоюза), в качестве референтного европейского МРММ была предложена концепция Flexblue [14], под руководством ENEA (Ente Nazionale Energia e Ambiente) и при поддержке консорциума 13 организаций (университеты, научно-исследовательские центры,

промышленность) из 6 стран Евросоюза. В данном разделе представлено обобщение предложений кандидатов по сотрудничеству с лабораториями общества SIET (Società Informazioni Esperienze Termoidrauliche) при определении экспериментальной части предложения по проекту INSPIRE. Работы включают создание экспериментальной установки и проведение соответствующих испытаний, направленных на изучение безопасности подводного МРММ для устранения пробелов в знаниях. Две установки были спроектированы для создания специальных баз данных касательно стратегии безопасности, описанной в разделах 1 и 3. Предложенный эксперимент по испытанию EHRS (рис. 19а) может создать комплексный взгляд на EHRS, провести одновременные испытания второго контура парогенератора и теплообменника в замкнутой петле. Первый контур парогенератора не испытывается, а мощность в систему подается через электронагреваемый пучок. Теплообменник погружен в бассейн при комнатной температуре в конфигурации, способной имитировать и конечный бассейн, и море. С другой стороны, предусмотрена серия экспериментов по подводной защитной оболочке для изучения теплопередачи через горизонтальный цилиндр, погруженный в бассейн, для изучения (i) конденсации пара, образующегося под воздействием остаточного тепла, в контакте с внутренней поверхностью защитной оболочки и (ii) наружная ЕЦ в морской воде. В предполагаемой серии экспериментов будет построена и эксплуатироваться новая масштабная экспериментальная установка (рис. 19б), на которой будет возможно исследование как отдельных эффектов (наружное охлаждение/гидродинамика), так и их комплексное влияние (наружное охлаждение и внутренняя конденсация в присутствии неконденсирующихся газов). Для имитации действия моря в качестве бесконечного теплоприемника будет применяться система управления по температуре наружной воды.

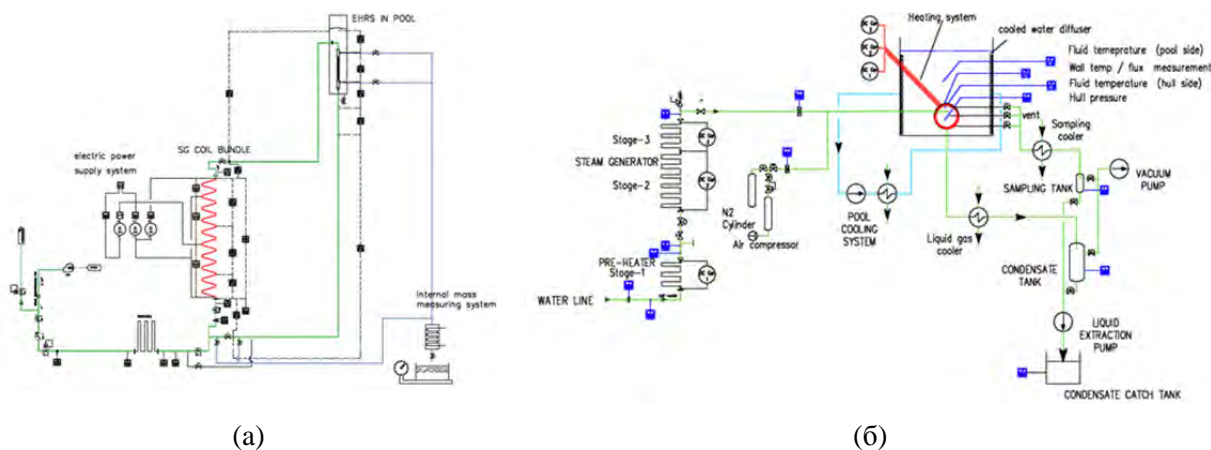


Рис. 19 Концептуальная схема экспериментальных установок для EHRS (а) и подводной защитной оболочки (б) [14]

В то время как стратегия пассивной безопасности, описанная в разделе 3, на основе постоянного и бесконечного теплоприемника обладает “конечным” потенциалом по решению наиболее проблемных сценариев по ядерной безопасности, развертыванию подводного МРММ присущи некоторые другие критические аспекты. Они связаны с особенностью размещения подводного МРММ, что не свойственно обычным реакторам. Эти аспекты, описание основных особенностей которых приведено в [10], заключаются в следующем: (i) конструкция активной зоны без применения бора, (ii) дистанционные средства для эксплуатации и управления, (iii) техобслуживание и перегрузка топлива, (iv) оценка сейсмичности морского дна, (v) процедуры лицензирования, (vi) международные нормы, (vii) экономическая устойчивость, (viii) общественная приемлемость. Некоторые из этих аспектов являются не только техническими проблемами, но могут затрагивать и другие области, такие как экономика, закон, нормирование и общество. Может быть прослежена четкая взаимосвязь между этими аспектами, например, между регламентом

техобслуживания подводного МРММ и экономической устойчивостью или международными нормами транспортировки ОЯТ. Решение всех этих вопросов потребует не только частных подходов, но создания общей картины стратегии развертывания.

## **Заключение**

Подводный МРММ обладает свойствами безопасности, которые естественным образом защищают его от некоторых наиболее проблемных аварийных сценариев. Стратегия безопасности может быть основана на наличии теплоприемника, т.е. воды, окружающей защитную оболочку реактора, который является постоянным и бесконечным, если реактор погружен в море или искусственное озеро. Разработка и реализация этой концепции представляют некоторый вид «предельного» решения для сценариев, подобных фукусимскому. В докладе приведен обзор проектных расчетов и анализа безопасности, выполненных Миланским политехническим университетом за последние годы. Эти работы позволили определить конфигурацию реактора, подобного реактору IRIS, который может быть размещен в подводной защитной оболочке, а также базовую стратегию полностью пассивной безопасности. Моделирование референтных аварийных ситуаций методом CFD и с помощью системного кода Relap5 дало положительные результаты по успешному и эффективному отводу остаточного тепловыделения. Эти результаты обнадеживают и стимулируют к проведению серии специальных экспериментов и решению некоторых проблем, связанных с развертыванием подводного МРММ.

## **Благодарность**

Авторы выражают благодарность компании Naval Group (DCNS), в частности, Винсенту Гурмелю и Адаму Тарро, за предоставление финансирования и технических указаний для проведения исследований, представленных в разделе 1 и подразделе 3.3.

## **Список литературы**

1. IAEA, "Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident", TECDOC-1785, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2016.
2. J. N. Reyes Jr., "NuScale Plant Safety in Response to Extreme Events", *Nuclear Technology*, vol. 178, pp. 153-163, 2012.
3. V. Kuznetsov, "Marine Derivative Light Water Reactor Concepts: Barge-Mounted and Seabed-Based Plants", in *Proc. of the FJOJ CEA-KIT*, Aix-en-Provence, France, 2012.
4. G. Haratyk, C. Lecomte & F. Briffod, "Flexblue®: a Subsea and Transportable Small Modular Power Plant", in *Proc. of ICAPP*, Charlotte, USA, 2014.
5. J. Buongiorno, J. Jurewicz, M. Golay & N. Todreas, "The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept", *Nuclear Technology*, vol. 194, pp. 1-14, 2016.
6. M. Kim, K. Lee, S. Kim, I. Woo, J. Han, P. Lee & J. Lee, «Conceptual Studies of Construction and Safety Enhancement of Ocean SMART Mounted on GBS», *Nuclear Engineering and Design*, vol. 278, p. 558–572, 2014.
7. M. Santinello, M. Ricotti, H. Ninokata, J. Haratyk, J. Ingremeau & V. Gourmel, «External Heat Transfer Capability of a Submerged SMR Containment: The Flexblue Case», *Progress in Nuclear Energy*, vol. 96, pp. 62-75, 2017.
8. K. Shirvan, R. Ballinger, J. Buongiorno, C. Forsberg, M. Kazimi & N. Todreas, «Technology Selection for Offshore Underwater Small Modular Reactors», *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 48, n. 6, pp. 1303-1314, 2016.
9. M. Carelli, L. Conway, L. Oriani, B. Petrović, C. Lombardi, M. Ricotti, A. Barroso, J.

- Collado, L. Cinotti, N. Todreas, D. Grgić, M. Moraes, R. Boroughs, H. Ninokata, D. Ingersoll & F. Oriolo, «The Design and Safety Features of the IRIS Reactor», *Nuclear Engineering and Design*, vol. 230, n. 1-3, pp. 151-167, 2004.
10. M. Santinello & M. Ricotti, «Preliminary Analysis of an Integral Small Modular Reactor Operating in a Submerged Containment», *Progress in Nuclear Energy*, vol. 107, pp. 90-99, 2018.
  11. International Atomic Energy Agency, «Advances in Small Modular Reactor Technology Developments - A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)», IAEA, Vienna, 2016.
  12. D. Papini, D. Grgic, A. Cammi & M. Ricotti, «Analysis of different Containment Models for IRIS Small Break LOCA, Using GOTHIC and RELAP5 Codes», *Nuclear Engineering and Design*, vol. 241, p. 1152–1164, 2011.
  13. M. Santinello, M. Ricotti & V. Gourmel, «Long-Term Sump Natural Circulation in a Submerged Small Modular Reactor» in *Proc. of NURETH-17, Sept. 3-8, Xi'an (China)*, 2017.
  14. INSPIRE Consortium, «Integration of SMR's Potential Role in EU Framework», Euratom Work Programme 2016-17, 2016.

# **IRIS-LIKE REACTOR CONFIGURATION AND MAIN PASSIVE SAFETY STRATEGY FOR A SUBMERGED SMR DEPLOYMENT**

Santinello M., Ricotti M.E. (Politecnico di Milano, dept. of Energy, Milano, Italy)

## **Abstract**

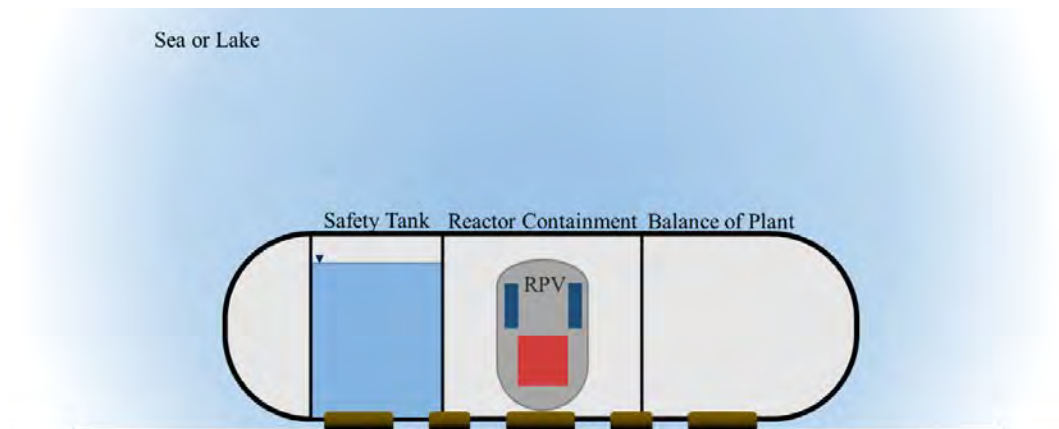
The concept of an integral Small Modular Reactor (SMR) operating inside a hull-containment located in a submerged environment, i.e. the sea or an artificial lake, owns very interesting potentialities for the improvement of nuclear safety and it is worth investigating it accurately. In recent years, Politecnico di Milano has addressed the topic, moving from a study on the Flexblue concept, then developing safety analyses aimed at defining a basic SMR configuration and its main safety strategy, based on passive systems. This paper reviews those activities. As a first step, the power output of the SMR has been identified with a CFD study on the natural convection of the sea water around the heated hull, aimed at estimating the decay power that could be passively rejected through the hull-containment. Then, a preliminary SMR configuration has been defined, moving from the original IRIS size (1000 MW<sub>th</sub>) and layout (e.g. 22 m total height) and revisiting it, as well as the primary components and systems, in order to fit the submerged hull-containment constraints, e.g. the decay power and the hull height (13 m). The safety strategy adopted is fully passive and relies on the sea or lake waters as the permanent heat sink. According to Fukushima lessons learned, two reference accident scenarios have been studied, i.e. the Station Black-Out (SBO) and the long-term cooling after a Loss Of Coolant Accident (LOCA). The Relap5 system code has been adopted. The results show the successful performances of the safety systems. Moreover, two experimental facilities aimed at validating the numerical models have been designed. Final comments refer to the main challenges to be faced by the submerged SMR deployment.

## **Introduction**

The accident at the Fukushima-Daiichi nuclear power plant on March 11th, 2011 put on evidence the need for the nuclear community to be prepared for unexpected circumstances that may go beyond the design basis events. Even with large safety margins and good operation and maintenance practices, the, albeit remote, possibility of high consequence situations can never be excluded [1]. Fukushima-Daiichi accident emphasized that operating nuclear reactors may show strong difficulties in facing the Loss of Onsite/Offsite Power (LOOP) scenario, which led to the Loss of Ultimate Heat Sink (LUHS). The response of the nuclear community to this event included a very strong attention to the development of passive safety systems. After Fukushima, guaranteeing an adequate core cooling through natural circulation for a very long grace period, without electrical input or human intervention, has become an important feature for the safety strategy of many Gen III+ designs.

A passive safety strategy assumes paramount importance in Small Modular Reactor (SMR), where compactness and simplified layout are the key aspects of the design. Recently, the IAEA [1] has discussed the most important safety features employed in existing reactors and advanced designs of water-cooled SMRs. Among the most innovative ideas, placing the nuclear reactor containment in a submerged environment has gained a lot of interest. The concept consists of having cold water that surrounds a large metal containment, which hosts the Reactor Pressure Vessel (RPV). Steam can be released in the internal atmosphere and condenses in contact with the inner surface, thus rejecting decay heat to the external water. In

some SMR designs at near term deployment, like NuScale [2], the reactor containment is immersed in a large water pool, which offer a grace period determined by the total water inventory and heat transfer is effective until the water is sufficiently cold. Alternatively, if the metal containment is placed into the sea or in an artificial lake (Fig. 1), the heat sink is virtually infinite and the grace period given by the cooling process is potentially unlimited. Hence, the submerged SMR owns safety features that inherently protect from some of the most challenging accident scenarios. In particular, the LUHS is physically impossible, while the Station Black-Out (SBO), i.e., the loss of all the in-site and off-site AC power sources, is prevented by a fully passive safety strategy.



*Fig. 1 Concept of a Submerged SMR*

Immersion in a permanent heat sink is nowadays exploited by some innovative off-shore nuclear power plants. In literature, several sea-based and transportable SMRs designs conceived for off-shore operation can be found. Off-shore SMRs can be classified into floating and steady operation (Fig. 2). Floating barges hosting a small reactor for electricity production are the KLT-40S [3] and the ACPR50S [1] under construction in Russian Federation and China. On the other hand, SMR designs that set the reactor underwater, moored on the seafloor, are:

- the Flexblue concept by French company DCNS (now naval group) [4], a subsea and fully transportable nuclear power unit operating in a cylindrical hull at 60-100 m depth;
- the Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) concept developed by Massachusetts Institute of Technology (MIT - United States) [5], a nuclear power plant built on a platform in a shipyard, transferred on the site and anchored in relatively deep water;
- an ocean reactor based on the SMART design, proposed by the Korea Advanced Institute of Science & Technology (KAIST – South Korea) [6], a reactor placed on an off-shore gravity-based structure.

In recent years, Politecnico di Milano has performed various activities targeted at bringing an advancement to the research about the submerged SMR concept. Some of them have been conducted in cooperation with DCNS (now Naval Group) in the framework of the Flexblue design development. The works address several issues regarding the reactor design and the safety strategy, focusing mainly on the thermal-hydraulic aspects. The result of such efforts is a proposal and a critical, although non-exhaustive, analysis of reactor design and potential safety features of a submerged SMR. The purpose of this paper is to present a review of three analyses performed by Polimi between 2013 and 2017.



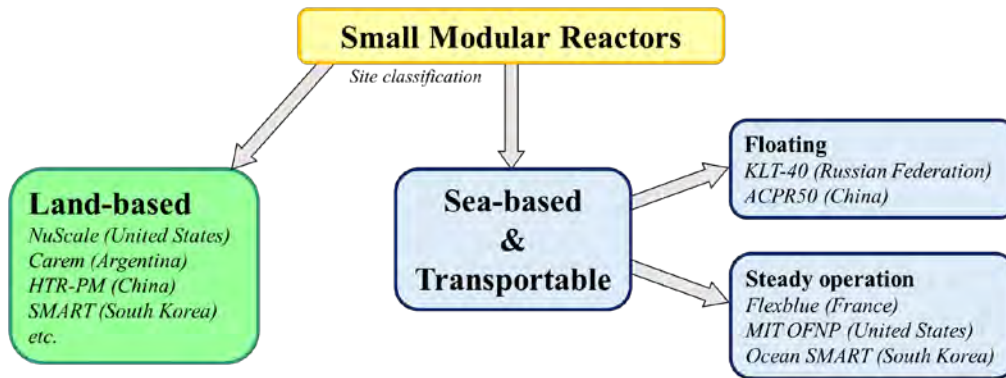


Fig. 2 Site classification of SMRs

The next sections describe the following three topics: (i) a CFD analysis of the water in the external heat sink; (ii) a preliminary configuration for an integral reactor suitable to operate in a submerged hull; (iii) a basic fully passive safety strategy, with identification and simulation of reference accident scenarios.

- i) *External natural convection.* A 2D, unsteady CFD analysis is performed to simulate the natural convection flow in the ocean, and to obtain predictions for heat flux distribution, hull superficial temperature profile and heat transfer coefficient. The purpose is to determine the maximum thermal power that can be transferred to the heat sink for the given containment configuration and boundary conditions. The study is fundamental in order to define the power size of the reactor.
- ii) *Reactor layout in a submerged containment.* The design of a submerged SMR needs to satisfy a manufacturing constraint given by the diameter of the containment: the reactor should be placed inside a horizontal cylindrical hull, whose diameter is currently limited by technological capabilities and economic reasons. The definition of the reactor layout is quite challenging and requires ad-hoc studies. The section describes a preliminary design of an integral PWR layout, based on the IRIS reactor concept, in order to fit a 14m-diameter hull, which is the reference size adopted by DCNS for the Flexblue concept.
- iii) *Safety strategy and analysis.* This part defines a promising passive safety approach, with a suitable passive safety systems combination among ex-hull heat exchangers, integrated steam generators, direct vessel injection lines and in-hull suppression pools. According to the Fukushima experience, two reference accident scenarios have been selected and simulated with Relap5: i) the Station Black-Out (SBO), where the decay heat is removed through natural circulation in a condenser immersed in the seawater and ii) the long-term sump natural circulation, in which the decay heat is directly rejected through the submerged containment.

The final section includes further topics about the submerged SMR development, including proposals for experimental activities and challenges to be addressed to achieve the reactor deployment.

## 1. External natural convection

The safety concept of a SMR, submerged in the sea or in an artificial lake, is directly dependent on the capacity of the hull to reject heat from the inside of the horizontal containment to the external heat sink. The estimation of the heat flux through the hull is therefore fundamental in order to determine the maximum decay power that can be rejected in safe conditions and, consequently, the allowed nominal power of the reactor. The study of this aspect is quite complicated, since a classic approach based on existing empirical correlations

lead to scattered results when the hull heat rejection capabilities are evaluated (Fig. 3). The typical validation limit of correlations for external natural convection from a horizontal cylinder is much lower than the working point of the current problem. Generally, correlations are considered reliable for Rayleigh number up to  $10^{12}$ , i.e., for natural convection from pipes and wires, while the large diameter of a horizontal containment brings the Rayleigh beyond  $10^{15}$ . In addition, because of the large size of the cylinder the heat transfer coefficient profile is expected to be non-uniform, with large differences between the top and the bottom zones.

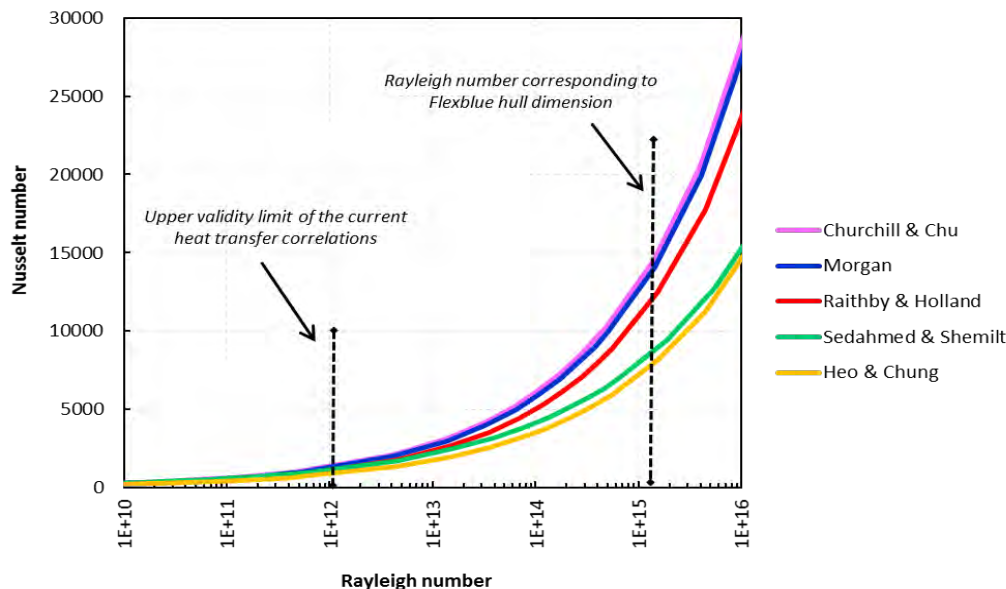


Fig. 3 Nusselt number vs. Rayleigh number for many empirical correlations for external natural convection from a horizontal cylinder [7]

Given this issue, the problem has been approached with numerical methods. A 2D, unsteady CFD analysis has been performed to simulate the natural convection flow in the ocean, in order to obtain predictions for distributions of heat flux, hull superficial temperature profile and Heat Transfer Coefficient (HTC) [7]. The French company DCNS supported the study in the framework of Flexblue development. The system considered for the simulation is a 300m-large and 60m-deep portion of ocean, where a 14m heated circle is placed 6m above the seafloor and originates a natural convection flow. Temperature on the circle surface is fixed at  $100^{\circ}\text{C}$  and it is constant and uniform. Seawater initial temperature is conservatively assumed at  $35^{\circ}\text{C}$ . The model simulates also the conduction through the carbon steel thickness of the containment and through a painting and a bio-fouling layers. These elements have a low thermal conductivity, thus increasing the resistance to heat transfer and reducing the effectiveness of hull heat exchanger. The grid built for the simulation is made of nearly 800,000 cells and presents a very fine refinement in the region near the wall. Unsteady incompressible Navier-Stokes and energy balance equations are solved with ANSYS-Fluent 14.0 software, considering the Boussinesq approximation and the SST version of the  $k-\omega$  model for turbulence modeling.

The results have shown the great potentiality of the seawater to absorb the decay heat without significantly increasing its temperature. The heating of seawater outside the boundary layer is very small: only a little portion of the ocean feels the effect of the heating process and the temperature variation is almost lower than  $1^{\circ}\text{C}$  (Fig. 4). The velocity profiles calculated by the software resolve a large recirculation flow from and to the sides of the portion of ocean simulated, an oscillating plume above the hull (Fig. 5a) and a stagnation point with small recirculation vortices on the top of the circle (Fig. 5b).

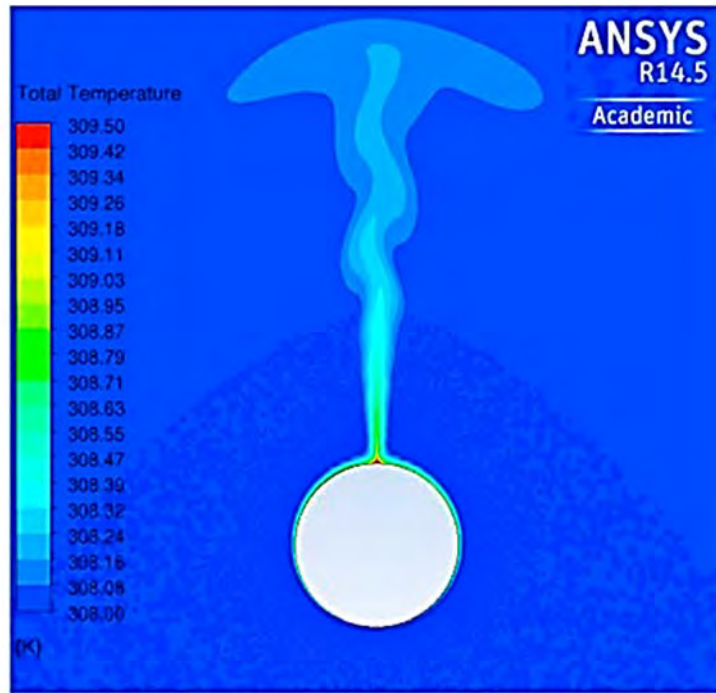
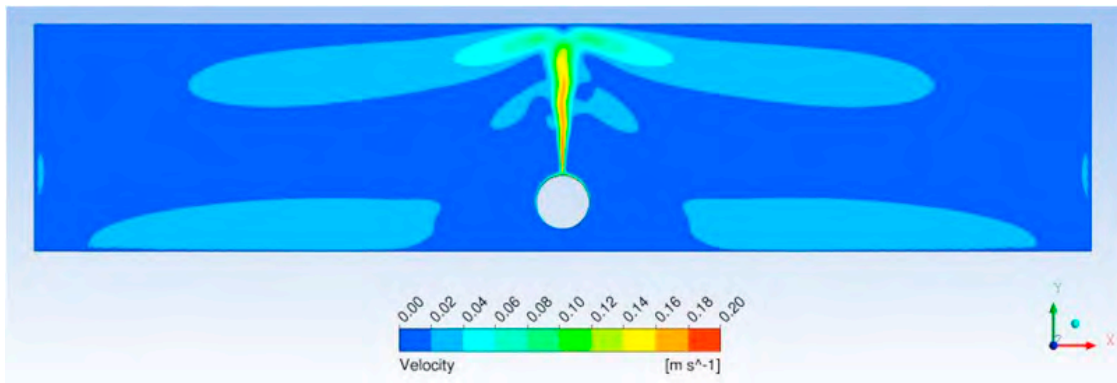
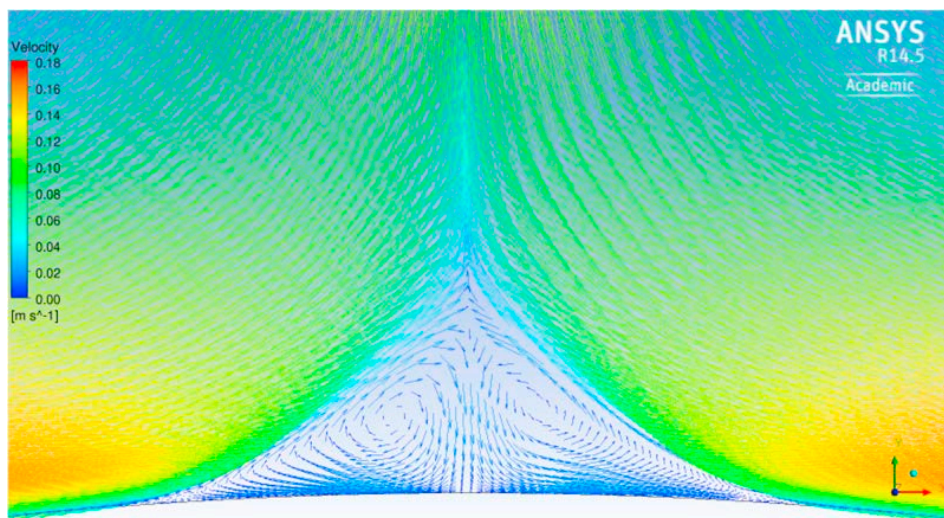


Fig. 4 Temperature profile around the hull calculated with 2D unsteady CFD after 8,000 s [7]



(a)



(b)

Fig. 5 Global velocity profile (a) and vector plot near the summit of the hull (b) [7]

Quantitative values returned by the simulation reveal that heat the upper half of the hull benefits of the turbulence generated by natural convection and in this zone the heat transfer is much more efficient than in the lower half (Fig. 6). Also, temperature and HTC profiles reflect the presence of a stagnation point on the top of the containment. The average heat flux calculated by Fluent under the given conditions is around  $10,600 \text{ W/m}^2$ , which means that, if the internal temperature of the containment is around  $100^\circ\text{C}$ , more than 10 MW can be rejected to the exterior through the surface of the reactor compartment of the hull. Thus, a thermal power of  $500 \text{ MW}_{\text{th}}$  is a suitable size for a reactor operating in a submerged containment, since its decay power one hour after the scram is around 5 MW. This value has been adopted for the following analyses about the submerged SMR.

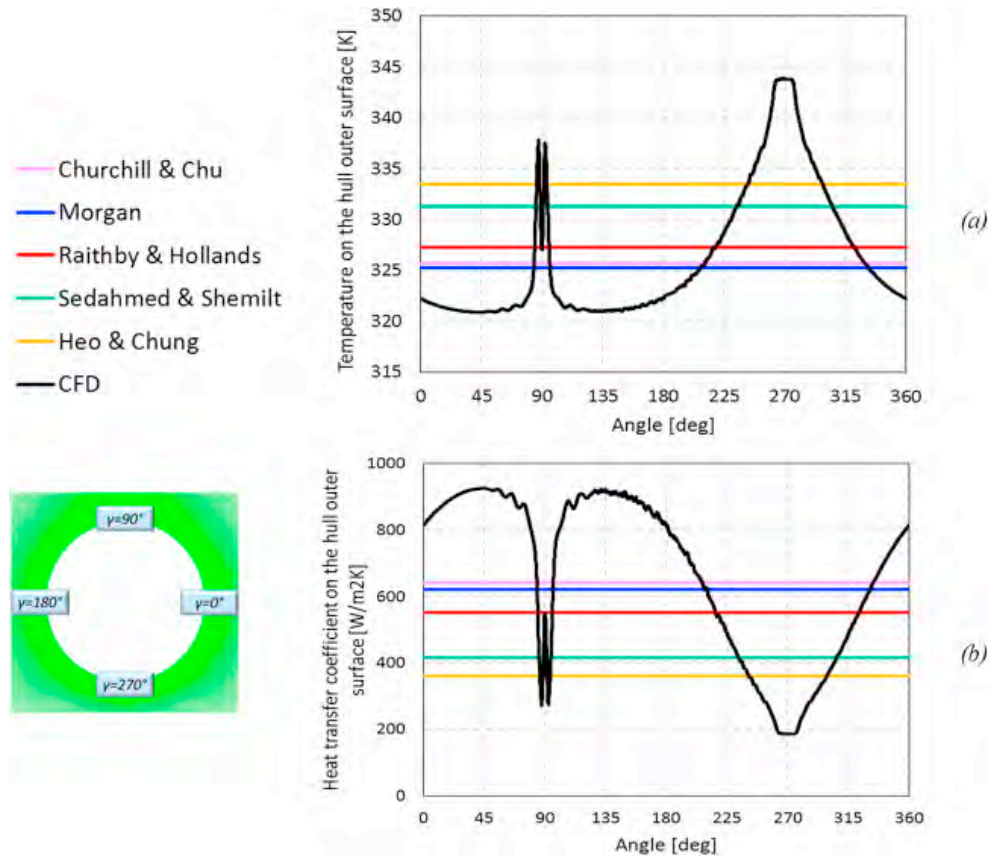


Fig. 6 Temperature (a) and HTC (b) profiles around the hull calculated with CFD, compared with results of empirical correlations available in literature [7]

## 2. Reactor layout in a submerged containment

The definition of a reactor configuration suitable for the operation in a submerged containment is quite challenging, since the design requires specific features because of the peculiar underwater position. Beside the safety restriction on the power output described in the previous section, another important limitation to the design comes from construction capacity. To ensure transportability and in-factory fabrication, the reactor must lie in a cylindrical hull, whose diameter is limited by manufacturing and economic reasons. For Flexblue, the reference hull diameter is 14 m [4] and this value has been assumed as a constraint for the present study. Other requirements regard the adaptability to a fully passive safety strategy. To fulfill all these aspects, many alternatives can be used: Shirvan et al. [8] examined five nuclear technologies in relation to their adaptability for an offshore underwater SMR: Lead-Bismuth Fast Reactor (LBFR), Organic Cooled Reactor (OCR), Superheated

Water Reactor (SWR), Boiling Water Reactor (BWR) and integral PWR. They concluded that all these technologies are good for a fully passive safety strategy. In addition, LBFR and OCR are the most volume saving technologies. However, such alternatives can rely on a very little experience in civil nuclear industry and they would not allow a near-medium term deployment. On the contrary, the PWR technology is widely proven, reliable and worldwide adopted, therefore it is suitable for the purpose.

Being involved in the IRIS consortium, in the last 20 years Politecnico di Milano has gained an important expertise in the design of integral PWR. The International Reactor Innovative and Secure (IRIS) [9] is a reactor design developed from 2001 to 2011 by an international consortium led by Westinghouse and involving 26 contributors from ten countries among industry, university, laboratories and power companies. IRIS is an integral, modular, medium size (335 MW<sub>el</sub>) PWR, housing inside the Reactor Pressure Vessel (RPV) the core and all the primary components (steam generators, pressurizer, primary pumps and control rods driving mechanism). Exploiting this concept, a scaled version of IRIS, named IRIS-160, has been presented [10]. The primary components have been revisited in order to reduce the thermal power output from 1,000 to 500 MW<sub>th</sub> (from 335 to 160 MW<sub>el</sub>) and the reactor height from 22 to less than 14 m, reducing the RPV diameter as much as possible for lower costs. The analysis has regarded the reactor core, the control rods driving mechanism, the primary pumps, the pressurizer and the steam generator.

*Reactor core* design considers a standard PWR fuel assembly as in IRIS: a configuration made of 89 fuel assemblies with 264 fuel rods in a 17×17 square array. The resulting diameter of the core is around 2.75 m. The active height of the fuel elements has been roughly halved with respect to the 4.20 m fuel assembly height adopted in IRIS. In principle, a 2-m value for the fuel assembly active height, like NuScale and SMART [11], can be reasonably assumed. Considering gas plenum and core support plates, the overall height of IRIS-160 core would be in the range of 3.00-3.20 m. Albeit neutronic verification must be performed to assess the of such a core, the solution seems feasible.

The *Control Rods Driving Mechanism* (CRDM) in IRIS was placed above the core and actuated with electromagnetic or hydraulic mechanism. For IRIS-160, a similar approach is maintained. In a preliminary estimation, the height of the CRDM is twice the total length of the fuel assembly, to host the withdrawn control rods and the drive line, plus the height of the handling mechanism. The overall height can be estimated between 5.5 and 6.0 m.

Four *axial spool-type pumps* have been considered to allow primary flow. Pumps would be placed above the steam generator modules, in the annulus between the barrel and the RPV. Overall dimensions of pump and diffuser is below 1.5 m height, 1 m width and 1 m depth. At this preliminary stage, no pump model is chosen.

The *pressurizer* region is defined by an insulated, inverted top-hat structure that divides the circulating reactor coolant flow path from the saturated pressurizer water. The total volume available is much larger in comparison with typical PWR design (1.6 times larger than AP1000 pressurizer). Thus, IRIS did not require sprayers, whose implementation in an integral configuration would be challenging.

The *Steam Generator* (SG) design for IRIS-160 has undergone large modifications with respect to the IRIS original design. In IRIS, eight helical coil SG modules were placed around the barrel, with module diameter equal to 1.5 m. Such solution is not feasible for IRIS-160: due to the reactor size reduction, for economic reasons it is desirable to reduce also the vessel diameter. Therefore, a layout with two or four helical SG modules co-axial to the barrel is proposed. SG design has been preliminarily made with a Lumped Parameter Approach

(LPA) based on heat transfer correlations. Two constraints have been imposed: a restriction on the length of each helical tube of 32 m (due to manufacturing reasons) and the vertical limit of 4 meters, since there must be room for headers and pumps within the limit of the CRDMs clearance. Results have shown that this layout is capable to transfer the entire 500 MW<sub>th</sub> operating thermal power and can be contained in a RPV with internal diameter equal to 5 meters, or even lower. The results of the LPA have been verified with 1D system code analysis, using Relap5 system code. A SG with 45 rows and 5 m diameter has been modeled. Quite good qualitative agreement between LPA and 1D approaches has been found (Fig. 7).

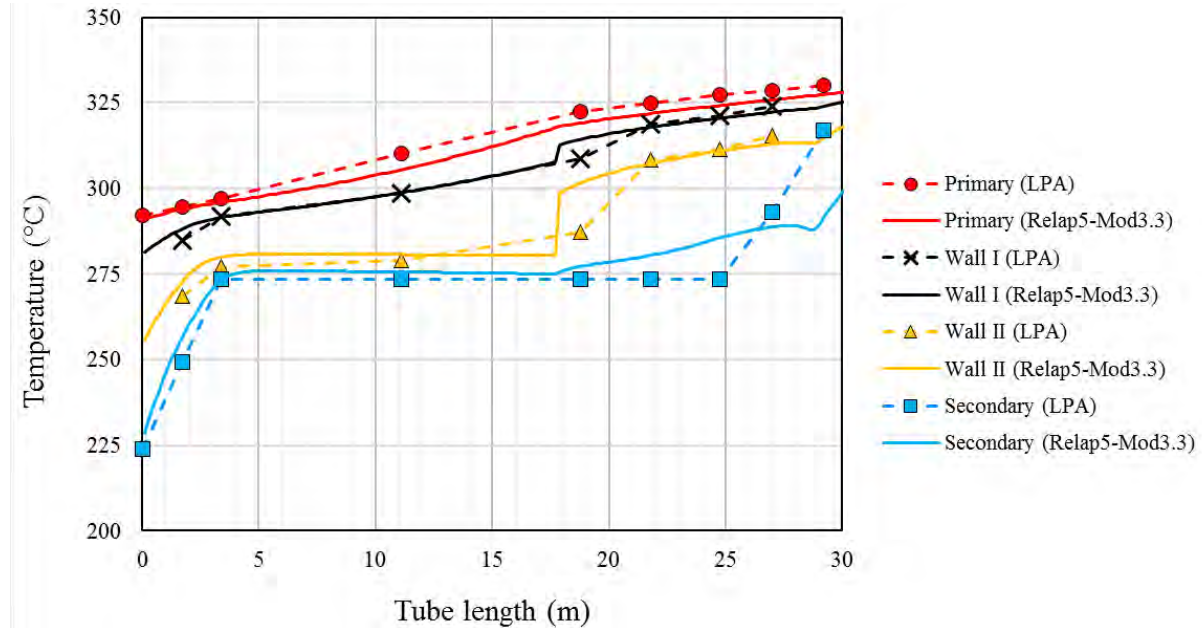
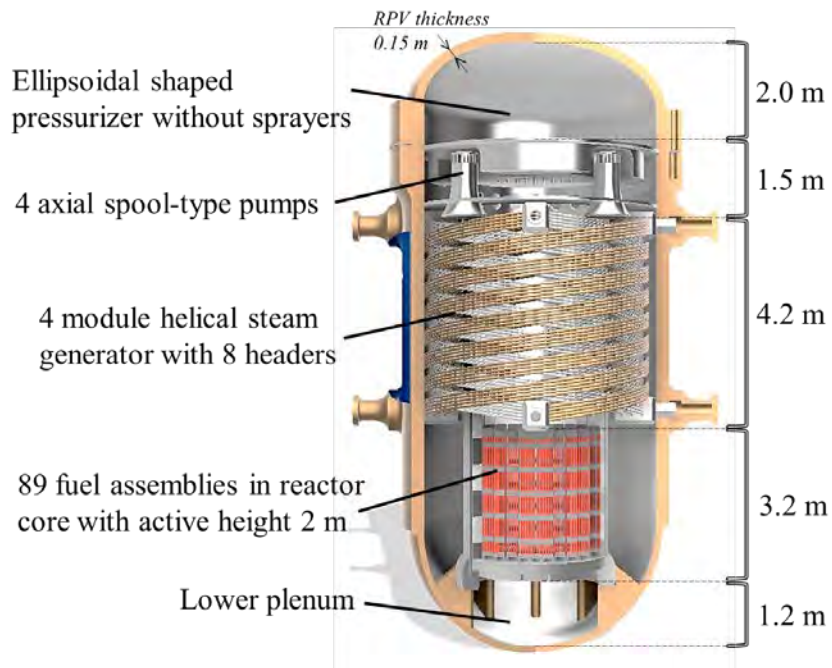


Fig. 7 Temperature profiles of the scaled SG at 15.5/6.2 MPa and 2250 kg/s, predicted by Relap5 Mod3.3 and compared with LPA approach [10]

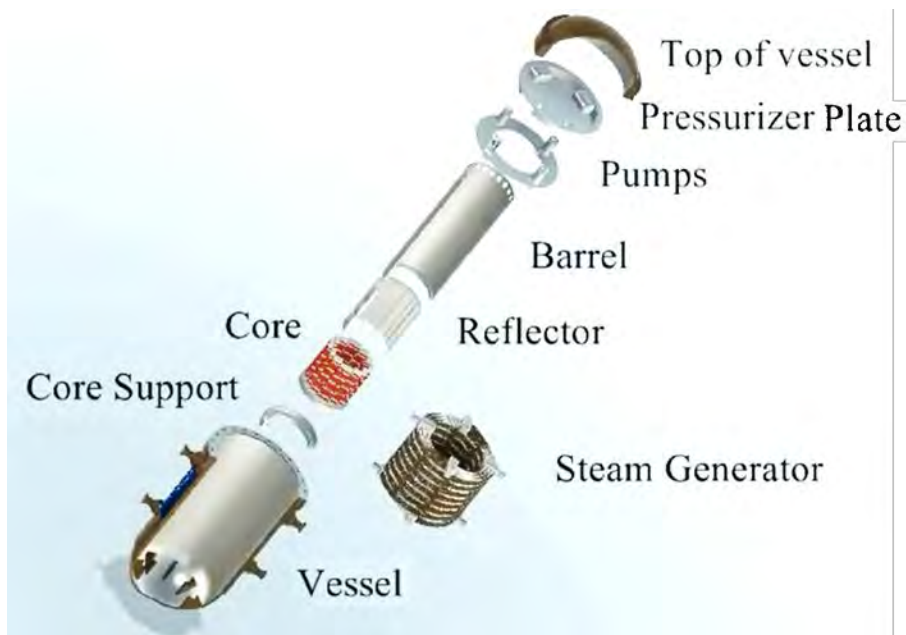
The assembly of the primary components is shown in Figure 26. The total height of the integral RPV has been estimated and in principle it seems possible to keep it below 13 m. Similarly, the integral layout has also the potential to keep the RPV diameter below 5 m. Table I shows the details of height and diameter calculations. Final design sizes depend on the definition of operating flowrate and on safety considerations.

Table I Summary of estimated lengths and diameters of primary components

RPV Height		RPV Diameter	
RPV thickness ≈ 0.15 m		Core ≈ 2.75 m	
Lower plenum ≈ 1.20 m		Barrel ≈ 2.85 m	
Reactor core ≈ 3.20 m		Steam Generator ≈ 4.75 m	
CRDM ≈ 5.50 – 6.00 m	Steam Generator ≈ 4.20 m	<b>Outer diameter ≈ 5.25 m</b>	
	Pumps ≈ 1.50 m		
Pressurizer (including plate) ≈ 2.00 m			
RPV thickness ≈ 0.15 m			
<b>Total height ≈ 12.40 – 12.70 m</b>			



(a)



(b)

Fig. 8 Assembly (a) and components (b) of IRIS-160 reactor layout [10]

### 3. Safety strategy and analysis

#### 3.1 Safety strategy

The safety target for emergency decay heat removal operations in a submerged SMR concept is to implement a fully passive safety approach, which does not require AC power or human interventions and can rely on the water surrounding the containment as a permanent and infinite heat sink. The achievement of this goal is fundamental for an underwater reactor,

because its peculiar position would make challenging to manage in remote the safety operations in emergency situations. Passive safety would prevent by design from control errors and it would also represent a significant breakthrough for the nuclear safety, practically eliminating the Fukushima-like accident scenarios.

A promising set of safety systems refers to: (i) two trains of Emergency Heat Removal Systems (EHRS), connecting the secondary side of the steam generator to two/four ex-hull heat exchangers; (ii) the reactor containment (dry-well), which hosts the steam produced following a primary rupture or ADS opening and offers steam condensation capability on the metal surface in contact with the external water. (iii) a pressure suppression pool (safety tank), which can be used for pressure suppression and for direct injection to the RPV and to the reactor containment; (iv) two trains of in-pool heat exchangers connected to the integral RPV working in parallel with EHRS and providing cooling of primary water through SGs.

According to a Fukushima-like scenario, the reference accident related to thermal-hydraulic is only the Station Black-Out (SBO), since the concurrent Loss of Ultimate Heat Sink (LUHS) is assumed as practically impossible. Hence, the basic accident scenario begins with the loss of ordinary active cooling capabilities, automatic reactor scram and actuation of passive safety systems. Then, two reference situations have been selected according to one single criterion: the integrity (or not) of the primary circuit. In case of an “intact primary” (non-LOCA-SBO) accident, the EHRS is the key passive safety system, while for a “non-intact primary” (LOCA-SBO) scenario, the submerged reactor containment plays the main role. The latter represents also a backup strategy in case of failure of other safety systems. The safety procedure adopts, in an “intact primary” (non-LOCA) scenario: the passive EHRS, to reject the decay heat to the infinite heat sink (sea or lake) and/or the in-pool heat exchangers, to reject the decay heat to the suppression pool. In a “non-intact primary” (LOCA-like) scenario, after the immediate emergency injection from high-pressure systems the strategy is: moving of steam and non-condensable gases into the suppression pool and then direct injection lines to the integral RPV (exploiting pool over-pressure), plus flooding of the reactor compartment and condensation on the inner wall of the containment. The two safety strategies are sketched in Fig. 9. The safety analysis has been addressed with a numerical approach. These accident scenarios have been modeled and simulated with Relap5-Mod3.3, a reference simulation tool for nuclear safety analysis, developed at Idaho National Laboratory (INL) for the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC).

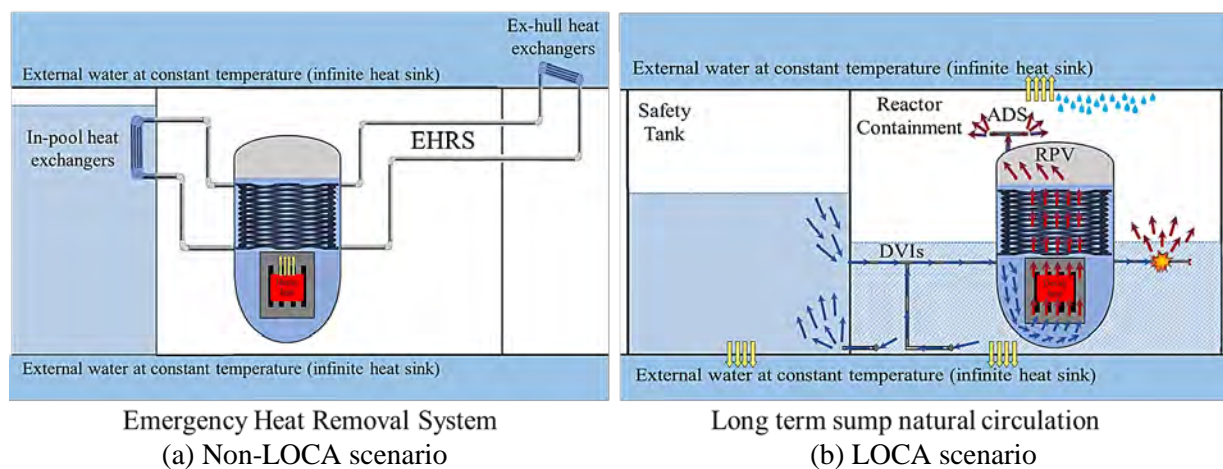


Fig. 9 Reference scenarios of the passive safety strategy [10]



### 3.2 Non-LOCA-SBO: simulation of EHRS passive operation

The simulation has investigated the evolution of the primary (integral RPV) and secondary (EHRS) natural circulation flows in the case of complete failure of both off-site and on-site AC power suppliers. The purpose is to analyze the effectiveness of the safety concept: the expected outcome is the success/failure of the EHRS. Simulations has allowed observing if, thanks to this concept, it is possible to ensure sufficient core cooling by natural convection and rejecting decay heat to the sea. The IRIS-160 layout presented in Section 2 has been assumed as the reference design. A simplified layout for the secondary-seawater heat exchanger has been adopted. The Relap5 model consists of: (i) the primary circuit, which includes the core, the pressurizer, the primary side of the SG and other minor components; (ii) the secondary circuit, which includes the secondary side of the SG, the EHRS exchanging directly with seawater and connecting piping. The surrounding seawater has not been simulated, but a convective boundary condition has been imposed on the external surface of the condenser. Simulation transient starts at the beginning of SBO event, after having reached nominal operating conditions. A 5-hour-long transient has been simulated.

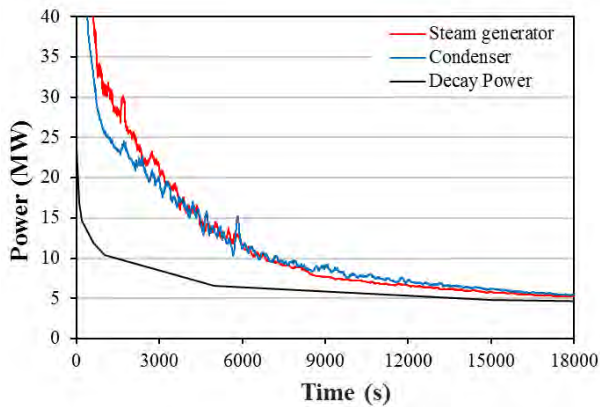


Fig. 10 Comparison among power in core, Steam Generator and EHRS

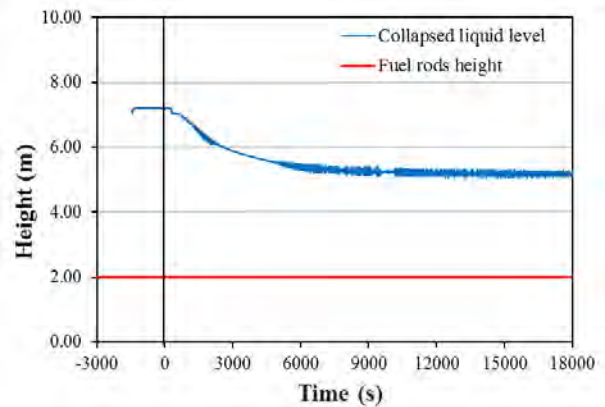


Fig. 11 Collapsed liquid level in core barrel (zero height corresponds to the base of active core)

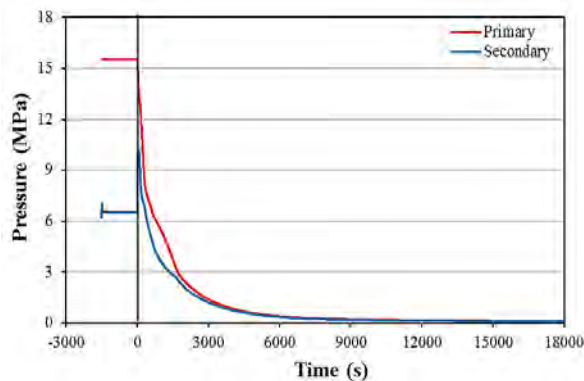


Fig. 12 Primary and secondary pressure profiles

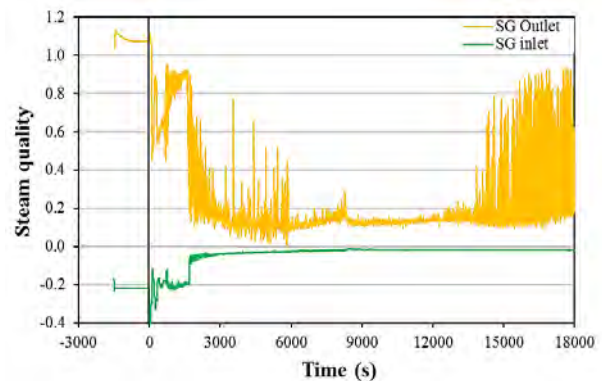


Fig. 13 Steam quality at SG inlet and outlet

In Santinello et al. [10] a detailed analysis of the results is given. Relap5-Mod3.3 simulation predicts that the nominal configuration can remove the decay power from the core (Fig. 10), being the power transferred to the exterior always higher than the decay power. Wetting of the fuel rods is continuous and the coolant in the core is in a slight bubbly flow. Thanks to the low amount of steam produced in the core, the collapsed liquid level (Fig. 11) is always far above safety margins, without risks of primary coolant overheating and core

uncovering (Fig. 11). Primary and secondary pressures (Fig. 12) decrease up to very low values and it is likely that secondary pressure becomes sub-atmospheric. This effect is probably due to the cold fixed temperature of the heat sink, which allows a very effective condensation. Quality at the outlet of the steam generator (Fig. 13) tends to be quite high, especially in the first hour after the scram. In general, the simulation has revealed a good response of the EHRS, which operates efficiently throughout the whole 5-hour transient.

### 3.3 LOCA-SBO: simulation of long term sump natural circulation

The strong point of the submerged SMR concept is the potentially unlimited grace period offered by passive safety systems and sea. The Sub-Cont represent the ultimate solution for decay heat removal, which operates when the primary system is opened and depressurized. Depressurization typically occurs after a Loss Of Coolant Accident (LOCA). However, it can also be induced by opening Automatic Depressurization System (ADS) valves in scenarios where the primary system is intact but the EHRS fails. The “depressurized and flooded safe state” is a targeted scenario where the Reactor Containment (RC) is flooded by the injection of water from the suppression pool/large safety tank to the broken primary system. Decay heat generates steam, which is released in the containment (dry-well) and condenses on the internal surface. The condensate is collected in the RC pool and recirculated in the safety tank, as shown in Fig. 9b.

The system considered for the simulation is composed of three macro-components, i.e. the Reactor Pressure vessel (RPV), the Reactor Containment (RC) and the Safety Tank (ST), jointed by three groups of piping, i.e. the Direct Vessel Injection (DVI) lines, the Automatic Depressurization System (ADS) and the Recirculation System (RS). A sketch of the model is given in Fig. 14. Nodalization of RC and ST is the most critical aspect of the modeling: Relap5 is a 1D “pipe oriented” code and it is not optimized for unbounded flows in large volumes. A sliced model is here used, similar to the approach proposed by Papini et al. [12], who tested it on a case-study and compared the results with the predictions of GOTHIC, observing an acceptable agreement. Since the focus of the activity is the long-term period, the initiating event of the accident scenario, e.g. a LOCA, has not been simulated. The beginning of the transient has been assumed at 7h30m after the scram, when the residual decay power is 4 MW and core heat production during a 25-hour-long reference transient has been simulated following the typical decay curve. Besides this, an accelerated one has been used to investigate the behavior of the sump natural circulation flows up to 21 days after the scram. To complete the analysis, an additional simulation has been performed considering a constant and very low core power, equal to 0.4 MW. This value represents the decay heat of the reactor approx. 4 months after the scram. Details about the modeling strategy can be found in [13].

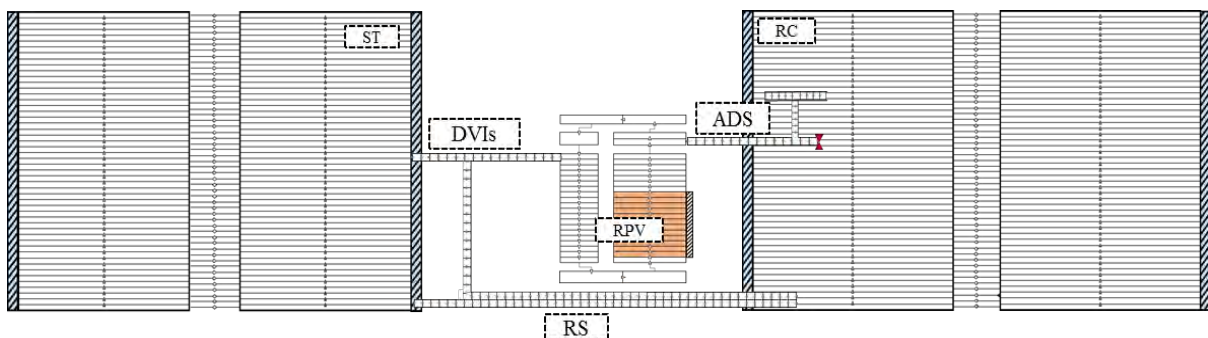


Fig. 14 Relap5 nodalization of the long-term sump natural circulation system [13]

The results have provided a numerical demonstration of the effectiveness of the sump natural circulation flow at the basis of the passive safety concept. Considering the long-term period, a successful core cooling process has been observed in the reference simulation and in the core power sensitivity cases. The system benefits of the thermal capacity of the large water inventory stored into the safety tank, plus the excellent heat transfer capabilities of the hull, with the sea acting as an infinite heat sink. Heat transfer rate to the exterior is almost always greater than decay power, as visible in Fig. 15. The production of a small amount of steam is necessary to create the density gradient and sustain the natural circulation flow (Fig. 16). Also, the RC pool is cooled through the metal containment and its average temperature undertakes a decreasing trend after few hours of simulation (Fig. 17). The liquid-to-liquid heat transfer is very efficient and represents the major way for decay heat removal.

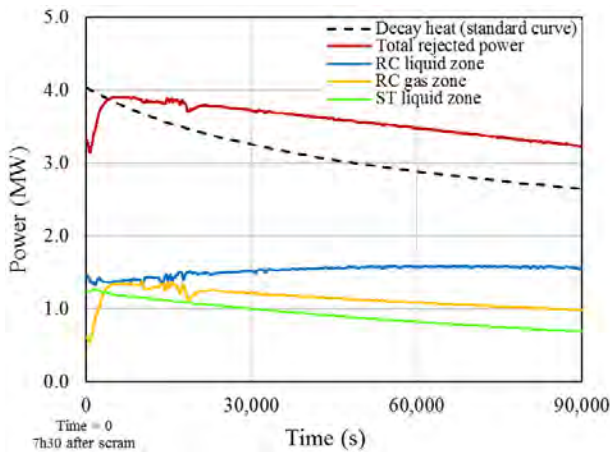


Fig. 15 Heat transfer to the exterior compared with the decay power (standard curve)

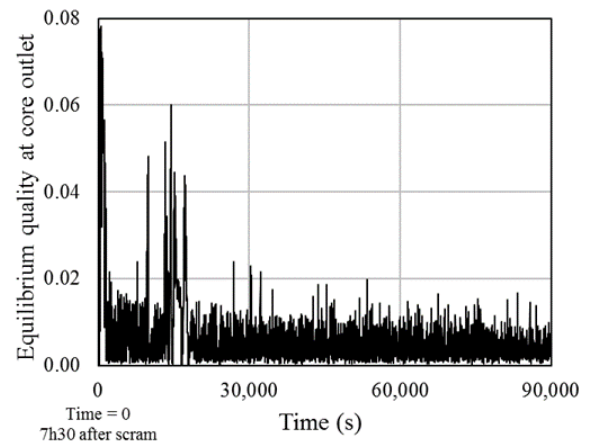


Fig. 16 Quality profile at core outlet for (standard curve)

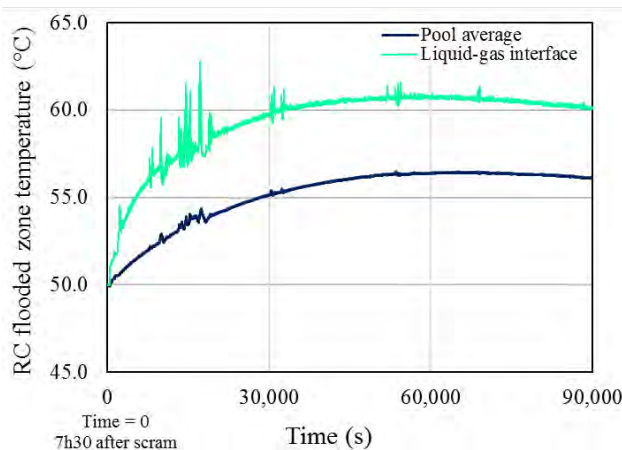


Fig. 17 Average temperature profiles in RC pool (standard curve)

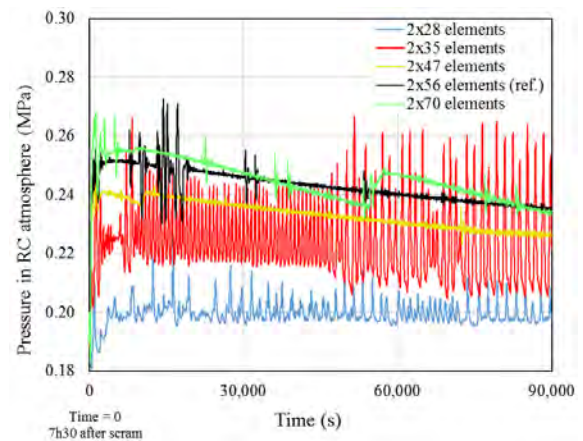


Fig. 18 Pressure profiles in the RC for 4 sensitivity cases, compared to the ref. case

The study has provided a numerical demonstration of the effectiveness of the sump natural circulation flow at the basis of the passive safety concept. Considering the long-term period, a successful core cooling process has been observed. To roughly evaluate the impact of the nodalization of RC and ST on the results, a sensitivity analysis on the number of elementary volumes in each pipe has shown that the discretization of the containments considerably affects the stability of the results. A coarse nodalization leads to the onset of even large oscillations in the RC pressure (Fig. 18) and in many other quantities. Fluctuations

have a numerical origin and they are dumped by reducing the length of the elementary volumes. However, with a very fine refinement of the grid there is not a clear convergence. Results are therefore acceptable for a preliminary analysis but deserve further investigations.

#### 4. Challenges for the deployment of submerged SMRs

To achieve the final design, licensing and commercialization of submerged SMRs, many topics need to be addressed. The most important one regards a proper experimental campaign that would allow validating the numerical models and provide proof of the feasibility of the safety concept. Then, several other challenges, regarding both engineering and non-engineering aspects, have been identified.

In 2016, the submerged SMR concept “Flexblue” has been proposed as the European reference SMR in the framework of an R&D project submitted to a H2020 Euratom call (project INSPIRE - INTeGration of Smr's PotentIal Role in EU framework) [14], led by ENEA (Ente Nazionale Energia e Ambiente) and supported by a consortium involving 13 organizations among universities, R&D centers and industries from 6 EU countries. This section presents a summary of the candidate’s collaboration with the SIET (Società Informazioni Esperienze Termoidrauliche) laboratories in the definition of the experimental part of the INSPIRE proposal. The activity includes the design of the experimental facility and corresponding campaign aimed at studying the safety potentialities of a submerged SMR, covering the gaps of knowledge. Two facilities have been designed to create specific databases regarding the safety strategy presented in Section 1 and 3. The proposed experiment to test the EHRS (Fig. 19a) could offer an integral overview of the EHRS, testing both and simultaneously the secondary side of the SG and the heat exchanger in a closed loop. The SG primary side is not tested, but power is provided to the system through an electrically heated bundle. The heat exchanger is dipped in a room temperature pool in configurations able to simulate both a finite pool and the sea. On the other hand, the experimental campaign about the submerged containment has been conceived to observe the heat transfer through a horizontal cylinder immersed in a pool, testing (i) the condensation of the steam produced by the decay heat in contact with the internal surface of the containment and (ii) the external natural convection in the seawater. The designed experimental campaign proposes to build and operate a new scaled testing facility (Fig. 19b) that allows both the separate effect investigation (external cooling/fluid dynamics) and the integral effects one (external cooling and internal condensation in presence of non-condensable gases). A control system on the external water temperature is used to simulate the sea acting as an infinite heat sink.

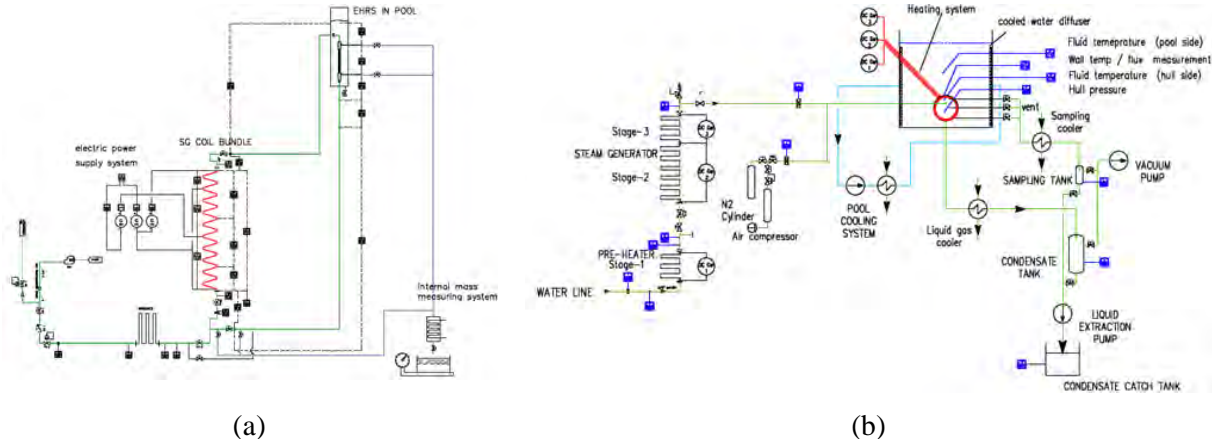


Fig. 19 Conceptual scheme of EHRS (a) and Submerge Containment (b) testing facilities [14]

Whilst the passive safety strategy described in Section 3, based on a permanent and infinite heat sink, owns a “ultimate” potential to solve the most challenging scenarios about nuclear safety, the deployment of a submerged SMR presents several other critical issues. These are given by the peculiar location of the underwater SMR and are not present in conventional reactors. Such aspects, for which description of the general features of each challenge is presented in [10], are: (i) design of a boron free core, (ii) remote operating and control, (iii) maintenance and refueling, (iv) seafloor seismic assessment, (v) licensing procedures, (vi) international regulation, (vii) economic sustainability, (viii) public acceptance. Some of them are not merely engineering problems, but they regard also other fields, such as economics, law, regulation and society. Strict connections among these subjects can be noticed, e.g., between the maintenance procedures of a submerged SMR and the economic sustainability or international regulation about transportation of spent nuclear fuel. Addressing all these issues would require not only a separate approach, but also an overall picture of the deployment strategy.

## Conclusions

The submerged SMR owns safety features that inherently protect from some of the most challenging accident scenarios. The safety strategy can rely on the presence of a heat sink, i.e. the water surrounding the reactor containment, which is permanent and infinite if the reactor is immersed into the sea or in an artificial lake. The development and deployment of this concept will represent a sort of “ultimate” solution to Fukushima-like scenarios. This paper has provided a review of design and safety analyses performed by Politecnico di Milano in recent years. The activities have allowed defining an IRIS-like reactor configuration to be placed into a submerged containment and a basic fully passive safety strategy. The simulation of reference accident situations with CFD and Relap5 system code has provided positive outcomes, predicting successful and effective decay heat removal. These results are encouraging and stimulate addressing dedicated experimental campaigns and several challenges for the submerged SMR deployment.

## Acknowledgment

The authors are grateful to Naval Group (DCNS) company, in particular to Vincent Gourmel and Adam Tharreau, for providing funds and technical guidelines for the studies presented in Section 1 and Sub-Section 3.3.

## References

1. IAEA, "Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident," TECDOC-1785, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2016-a.
2. J. N. Reyes Jr., "NuScale Plant Safety in Response to Extreme Events," *Nuclear Technology*, vol. 178, pp. 153-163, 2012.
3. V. Kuznetsov, "Marine Derivative Light Water Reactor Concepts: Barge-mounted and Seabed-based Plants," in *Proc. of the FJOJ CEA-KIT*, Aix-en-Provence, France, 2012.
4. G. Haratyk, C. Lecomte & F. Briffod, "Flexblue®: a subsea and transportable small modular power plant," in *Proc. of ICAPP*, Charlotte, USA, 2014.
5. J. Buongiorno, J. Jurewicz, M. Golay & N. Todreas, "The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept," *Nuclear Technology*, vol. 194, pp. 1-14, 2016.
6. M. Kim, K. Lee, S. Kim, I. Woo, J. Han, P. Lee & J. Lee, «Conceptual studies of construction and safety enhancement of ocean SMART mounted on GBS,» *Nuclear*

- Engineering and Design*, vol. 278, p. 558–572, 2014.
7. M. Santinello, M. Ricotti, H. Ninokata, J. Haratyk, J. Ingremeau & V. Gourmel, «External heat transfer capability of a submerged SMR containment: The Flexblue case,» *Progress in Nuclear Energy*, vol. 96, pp. 62-75, 2017.
  8. K. Shirvan, R. Ballinger, J. Buongiorno, C. Forsberg, M. Kazimi & N. Todreas, «Technology Selection for Offshore Underwater Small Modular Reactors,» *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 48, n. 6, pp. 1303-1314, 2016.
  9. M. Carelli, L. Conway, L. Oriani, B. Petrović, C. Lombardi, M. Ricotti, A. Barroso, J. Collado, L. Cinotti, N. Todreas, D. Grgić, M. Moraes, R. Boroughs, H. Ninokata, D. Ingersoll & F. Oriolo, «The design and safety features of the IRIS reactor,» *Nuclear Engineering and Design*, vol. 230, n. 1-3, pp. 151-167, 2004.
  10. M. Santinello & M. Ricotti, «Preliminary analysis of an integral Small Modular Reactor operating in a submerged containment,» *Progress in Nuclear Energy*, vol. 107, pp. 90-99, 2018.
  11. International Atomic Energy Agency, «Advances in Small Modular Reactor Technology Developments - A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS),» IAEA, Vienna, 2016.
  12. D. Papini, D. Grgic, A. Cammi & M. Ricotti, «Analysis of different containment models for IRIS small break LOCA, using GOTHIC and RELAP5 codes,» *Nuclear Engineering and Design*, vol. 241, p. 1152–1164, 2011.
  13. M. Santinello, M. Ricotti & V. Gourmel, «Long-Term Sump Natural Circulation in a Submerged Small Modular Reactor,» in *Proc. of NURETH-17, Sept. 3-8, Xi'an (China)*, 2017.
  14. INSPIRE Consortium, «Integration of Smr's Potential Role in EU framework,» Euratom Work Programme 2016-17, 2016.

*Научное электронное издание*

**ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

V Международная научно-техническая конференция

2–5 октября 2018 г., Москва

V МНТК НИКИЭТ – 2018

Сборник докладов

**INNOVATIVE DESIGNS AND TECHNOLOGIES OF NUCLEAR POWER**

V International Scientific and Technical Conference

October 2–5, 2018, Moscow

V ISTC NIKIET – 2018

Collection of papers

Издание подготовлено в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники имени Н.А. Доллежала

Ответственные за выпуск: *Б.А. Габараев, Е.А. Карандина*

Компьютерная верстка: *А.А. Куликов, А.Ю. Корженкова*

Художник: *И.С. Веретенникова*

ISBN 978-5-98706-121-3



9 785987 061213