

**Studie zur Sicherheit  
und zu internationalen  
Entwicklungen von  
Small Modular Reactors  
(SMR)**





Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) gGmbH

## Studie zur Sicherheit und zu internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR)

Abschlussbericht

Sebastian Buchholz  
Anne Krüssenberg  
Andreas Schaffrath  
Reinhard Zipper

Mai 2015

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende F&E-Vorhaben RS1521 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie (BMWi) durchgeführt.

Die Arbeiten wurden von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH ausgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

**GRS - 376**  
**ISBN 978-3-944161-57-0**

**Deskriptoren:**

ATHLET, COCOSYS, Code Development, Passive Safety Systems, Small Modular Reactors, SMR

## Kurzfassung

Der vorliegende Bericht dokumentiert die im Rahmen des BMWi-Vorhabens RS1521 *Studie zur Sicherheit und internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR)* durchgeführten Arbeiten und erzielten Ergebnisse. Die Ziele der Studie waren

- die Schaffung eines fundierten Überblicks zur SMR Thematik,
- die Identifizierung wichtiger Fragestellungen für die Reaktorsicherheitsforschung und zukünftiger FuE-Vorhaben,
- die Identifizierung des Anpassungsbedarfs von Rechencodes.

Der Überblick enthält die Beschreibung von insgesamt 69 aktuellen SMR (*Small and Medium Sized Reactor*)-Konzepten (32 Leichtwasserreaktoren (LWR), 22 flüssigmetallgekühlten Reaktoren (LMR), 2 Schwerwasserreaktoren (HWR), 9 gasgekühlte Reaktoren (GCR) und 4 Salzschnmelzereaktoren (MSR)). Er enthält u. a. Informationen zum Aufbau des Kerns, der Kühlkreisläufe sowie der Sicherheitssysteme. Die Tiefe der Ausführungen orientiert sich an der jeweiligen Verfügbarkeit bzw. öffentlichen Zugänglichkeit von Informationen.

Ausgehend von dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen sowie den Schutzziele wurden für die im Überblick beschriebenen SMR Konzepte die sicherheitstechnischen Fragestellungen identifiziert. In tabellarischer Form wurden hierzu sicherheitsebenenweise die vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen zur Erfüllung der Schutzziele (hier die Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente sowie Einschluss der radioaktiven Stoffe) zusammengestellt. Abschließend erfolgte eine Spiegelung, welche der vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen mit der *nuklearen Rechenkette* der GRS bereits heute simulierbar sind bzw. wo Anpassungs- und Erweiterungsbedarf besteht.

Die Ergebnisse der Studie lassen sich wie folgt zusammenfassen: Die aktuellen SMR Konzepte basieren tendenziell auf einem integralen Design. Hierbei sind die Hauptkomponenten (wie die Dampferzeuger/Zwischenwärmeübertrager sowie Hauptkühlmitteltumpen, sofern die Anlagen im Zwangsdurchlauf gekühlt werden) innerhalb des Reaktordruckbehälters angeordnet. Die meisten SMR erfüllen höchste Sicherheitsstandards, die Sicherheitskonzepte basieren weitgehend auf passiven Sicherheitssystemen. Folglich kann die Sicherheit dieser Anlagen ohne Energiezufuhr oder Maßnahmen der Bedienungsmannschaft langfristig gewährleistet werden. Aufgrund der über

die reine Stromerzeugung hinausgehenden Nutzung von SMR wurden auch Sicherheitsaspekte der Kopplung von SMR mit angeschlossenen chemischen oder physikalischen Prozessanlagen betrachtet.

Zur Simulation des Sicherheitssystems sowie des Betriebs- und Störfallverhaltens der verschiedenen SMR müssen die mit Mitteln der nationalen Reaktorsicherheitsforschung entwickelten GRS-Rechenprogramme ATHLET, COCOSYS und QUABOX/CUBBOX erweitert und validiert werden. Konkrete Beispiele hierfür sind u. a. die Implementierung von Stoffwerten für Kühlmedien (Gase, Flüssigmetalle, Salzschmelzen), die Simulation kompakter hoch effizienter Dampferzeuger (helikale Rohr- und Plattenwärmetauscher), die Simulation des Verhaltens großer Wasserpools inklusive der hierin auftretenden thermischen Schichtung sowie das Betriebsverhalten und die Leistungsfähigkeit passiver Sicherheitssysteme. Je nach Kühlmittel sind die zuvor aufgeführten Arbeiten mehr oder weniger umfangreich. Weltweit sowie in der GRS liegen zu den Leichtwasserreaktoren die größten Erfahrungen zum Betrieb, zu Störfällen und zu Genehmigungsverfahren vor. Die GRS erwartet daher, dass auf LWR Technologie basierende SMR die größten Realisierungschancen besitzen. Die für diese Technologie in der GRS schwerpunktmäßig entwickelten Codes sind eine geeignete Basis diese SMR sicherheitstechnisch zu bewerten. Das kompakte integrale Design vieler Konzepte erfordert jedoch eine Forcierung von Kopplungen. Die zuvor beschriebenen Arbeiten sollten nach Priorisierung sowohl in nationalen sowie internationalen Forschungsbünden durchgeführt werden.

## Abstract

This report documents the work and results of the project RS1521 *Study of Safety and International Development of Small Modular Reactors (SMR)*. The aims of this study can be summarized as

- setting-up of a sound overview on SMR,
- identification of essential issues of reactor safety research and future R&D projects,
- identification of needs for adaption of system codes of GRS used in reactor safety research.

The sound overview consists of the descriptions of in total 69 SMR (Small and Medium Sized Reactor) concepts (32 light water reactors (LWR), 22 liquid metal cooled reactors (LMR), 2 heavy water reactors, 9 gas cooled reactors (GCR) and 4 molten salt reactors (MSR)). It provides information about the core, the cooling circuits and the safety systems. The quality of the given specifications depends on their availability and public accessibility.

Using the safety requirements for nuclear power plants and the fundamental safety functions, the safety relevant issues of the described SMR concepts were identified. The systems and measures used in the safety requirements were summarized in table form. Finally it was evaluated whether these systems and measures can be already simulated with the nuclear simulation chain of GRS and where further code development and validation is necessary.

The results of this study can be summarized as follows: Many of the current SMR concepts are based on integral design. Here the main components like steam generators, intermediate heat exchangers or – in case of forced convection core cooling – main cooling pumps are located within the reactor pressure vessel. Most of the SMR fulfil highest safety standards and their safety concepts are mainly based on passive safety systems. The safety of these reactors is achieved indefinitely without energy supply or additional measures of the operators.

Since SMR's aim is not only to produce electricity but also couple them with chemical or physical process plants, the safety aspects of such a coupling were investigated, too.

For simulation of the safety systems and the behaviour of the SMR in normal operation and in accident conditions the GRS codes for safety analyses e.g. ATHLET, COCOSYS, QUABOX/CUBBOX, etc. must be enhanced and validated. Specific examples for this are e.g. the implementation of material properties of cooling fluids (e.g. gases, liquid metals, molten salts, etc.), the simulation of highly compact steam generators (helical and plate heat exchanger), the simulation of the behaviour of large water pools with special treatment of thermal stratification and the behaviour and performance of passive safety systems. The work to be done depends strongly on the cooling fluid used. At GRS as well as worldwide, most experience has been gained for light water reactors and their behaviour both in operation and accident conditions but also for licensing issues. The compact and integral design of most SMR concepts requires extensive use of code coupling. It is advisable to perform the code development and validation described in this report within national and international research alliances.

# Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Charakterisierung von SMR Typen und Sicherheitssystemen .....</b>	<b>5</b>
2.1	SMR Typen.....	5
2.2	Definitionen und Charakteristika passiver Sicherheitssysteme.....	8
<b>3</b>	<b>Übersicht der SMR Konzepte.....</b>	<b>13</b>
3.1	Entwicklungsstand der SMR Konzepte .....	13
3.2	Einsatzgebiet auf bzw. unter Wasser .....	18
3.3	Bauform und Modularität.....	21
3.4	Kühlung des Reaktorkerns.....	24
3.5	Aufbau und Eigenschaften der Reaktorkerne.....	26
<b>4</b>	<b>Sicherheitstechnische Besonderheiten von SMR .....</b>	<b>33</b>
4.1	Sicherheitsgrundsätze für die Auslegung nach deutschem Regelwerk ....	35
4.2	Maßnahmen und Systeme der Sicherheitsebenen 1 und 2.....	36
4.2.1	Leichtwassergekühlte SMR Konzepte.....	37
4.2.2	Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR Konzepte .....	41
4.2.3	Gasgekühlte SMR Konzepte.....	43
4.2.4	Flüssigmetallgekühlte SMR Konzepte.....	45
4.2.5	Salzschmelze SMR Konzepte.....	45
4.3	Maßnahmen und Systeme der Sicherheitsebene 3.....	48
4.3.1	Leichtwassergekühlte SMR Konzepte.....	49
4.3.2	Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR Konzepte .....	64
4.3.3	Gasgekühlte SMR Konzepte.....	74
4.3.4	Flüssigmetallgekühlte SMR Konzepte.....	81
4.3.5	Salzschmelze SMR Konzepte.....	91

4.4	Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebene 4.....	97
<b>5</b>	<b>Stand der Modellbasis von Simulationsprogrammen der GRS zur Berechnung von SMR.....</b>	<b>101</b>
5.1	Thermohydraulik.....	101
5.1.1	Verfügbarkeit von Modellen zur Berechnung der (flüssigen und gasförmigen) Komponenten.....	102
5.1.2	Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung von verschiedenen Dampferzeugergeometrien in den Programmsystemen .....	106
5.1.3	Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in SMR-Leichtwasserkonzepten eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen.....	109
5.1.4	Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in SMR-Schwerwasserkonzepten eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen .....	119
5.1.5	Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in gasgekühlten SMR Konzepten eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen .....	120
5.1.6	Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in flüssigmetallgekühlten SMR Konzepten eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen .....	121
5.1.7	Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in Salzschmelzkonzepten von SMR eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen .....	122
5.1.8	Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung spezieller Baugruppen von in SMR eingesetzten Systemen und Maßnahmen der Sicherheitsebenen.....	123
5.2	Neutronenkinetik.....	126
5.2.1	Verfügbarkeit von Modellen zur Berechnung der Materialien der Brennelemente und der sonstigen Strukturmaterialien im Kern.....	127
5.2.2	Verfügbarkeit von Modellen zur Modellierung der Brennstab- und Brennelementanordnungen .....	129
5.2.3	Verfügbarkeit von Modellen zur Berechnung der Neutronenkinetik.....	131
5.2.4	Anwendbarkeit von Tools zur Erzeugung bzw. Aufbereitung der notwendigen Eingabedaten .....	132
5.2.5	Weitere kernphysikalische Besonderheiten und Phänomene in SMR ....	133

<b>6</b>	<b>Sicherheitsaspekte der Kopplung von SMR Konzepten mit chemischen Prozessen am Beispiel von GCR und MSR .....</b>	<b>135</b>
<b>7</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>139</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>143</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>151</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>155</b>
 <b>Anhang</b>		
A	Systeme und Maßnahmen von SMR zur Einhaltung der Schutzziele .....	159
B	Kopplung von SMR mit chemischen Prozessen.....	163
B.1	Sicherheitsaspekte der Kopplung von SMR mit chemischen Prozessen am Beispiel von GCR und MSR.....	163
B.1.1	Grundsätzliche Betrachtungen zur Sicherheit gekoppelter nuklearer und chemischer Anlagen .....	164
B.1.2	Sicherheitsanforderungen an die Kopplung .....	166
B.1.3	Sicherheit gegen äußere Beeinträchtigungen durch gekoppelte nukleare und chemotechnische Anlagen .....	169
C	Weitere verwendete Literatur .....	179
C.1	Leichtwasserkonzepte .....	179
C.2	Schwerwassermoderierte Konzepte.....	193
C.3	Flüssigmetallgekühlte Konzepte .....	195
C.4	Gasgekühlte Konzepte .....	203
C.5	Salzschmelzkonzepte .....	209
C.6	Konzepte mit wenig frei verfügbaren Informationen .....	211



# 1 Einleitung

Die Abkürzung SMR steht für *Small Modular Reactor* (kleiner modularer Reaktor) und kennzeichnet Reaktoren mit geringer Leistung. Ein Reaktormodul, bestehend aus Primär- und Sekundärkreis, gegebenenfalls Zwischenkreis sowie Hilfssystemen, kann als Ganzes oder in nur wenigen Teilen an einen Standort gebracht und dort schnell aufgebaut werden. Mehrere Module können ein großes Kraftwerk bilden, wobei die Module sukzessive hinzugefügt werden können, während andere schon im Betrieb sind.

Die IAEA definiert SMR als *Small and Medium Sized Reactors* (Reaktoren kleiner und mittlerer Größe). Als klein werden dabei Reaktoren mit einer Leistung bis zu 300 MW<sub>el</sub>, und als mittel mit Leistungen zwischen 300 MW<sub>el</sub> und 700 MW<sub>el</sub> bezeichnet. Der modulare Charakter ist hier nicht in die Definition übernommen worden. In diesem Abschlussbericht wird die Abkürzung SMR als Oberbegriff für beide Definitionen verwendet.

Die Hersteller von SMR gehen davon aus, dass ihre Konzepte vorrangig in nur leicht besiedelten Gebieten oder aber auch in der Nähe von Städten eingesetzt werden könnten. Die SMR-Konzepte könnten hier Strom, Wärme sowie Süßwasser bereitstellen. Die Entwickler erwarten speziell in Entwicklungsländern die Möglichkeit des Aufbaus einer Nuklearindustrie zu einem Bruchteil der Kosten gegenwärtig betriebener Kernkraftwerke. Ein Argument hierfür sehen sie in der kompletten Produktion der SMR-Module in Fabriken, die in kurzen Produktionszeiten, Möglichkeiten der Standardisierung und der damit verbundenen hohen Qualität der produzierten Elemente sowie reduzierten Kosten durch Massenproduktion. Weiterhin seien weniger Arbeiter für die Errichtung, den Betrieb sowie den Rückbau erforderlich. Einige Konzepte sehen auch vor, einzelne SMR-Module nach und nach am Standort zu errichten und schon zu betreiben, während weitere Module errichtet werden.

Die Idee der Nutzung kleiner Reaktoren ist nicht neu. Schon seit Mitte des letzten Jahrhunderts nutzen die ehemalige UdSSR sowie die USA Kernreaktoren zum Antrieb von U-Booten, Handelsschiffen und Eisbrechern.

Seit dieser Zeit werden SMR Konzepte kontinuierlich weiterentwickelt. Gemäß IAEA waren 2012 insgesamt 131 SMR in 26 Staaten mit einer Kapazität von 59 GW<sub>el</sub> in Betrieb /IAE 12/. 5 SMR-Konzepte befinden sich derzeit in Bau und zwar in Argentinien der CAREM (leichtwassergekühlt), in Pakistan 2 CNP-300 (LWR, chinesisches Kon-

zept), in Russland 2 KLT-40S (LWR), in China 2 HTR-PM Module (gasgekühlt) und in Indien ein PFBR-500 (flüssigmetallgekühlt).

In Argentinien wird seit Februar 2014 ein CAREM-25 als 27 MW<sub>el</sub> Druckwasserreaktor von der CNEA<sup>1</sup> am Standort Atucha, errichtet. Besonderes Kennzeichen des CAREM Konzepts ist das integrale Design des Primärkreises, in dem Druckhalter, Dampferzeuger sowie Steuerstabantriebe im Reaktordruckbehälter integriert sind. Er kommt ohne Pumpen aus, der Kern wird über einen Naturumlauf gekühlt /WNN 14b/. Der CAREM soll 2016 bereit für erste Tests sein.

In Russland werden die zwei KLT-40S Reaktoren seit 2007 als schwimmendes Kernkraftwerk Akademik Lomonosov gebaut. Diese Reaktoren mit einer Leistung von jeweils 150 MW<sub>th</sub> sind Weiterentwicklungen der in Eisbrechern eingesetzten KLT-40 (Eisbrecher der Sevmorput-Klasse) und KLT-40M Reaktoren (Eisbrecher der Taymyr und Vaygach Klassen) /OKB 13a/. Die Lomonosov soll 2016 nach Pevek am ostsibirischen Meer geschleppt und vor Anker gelegt werden /WNA 14a/, um dort die Region mit Strom, Wärme und Süßwasser zu versorgen.

Neben den genannten Neubauten wird derzeit in einigen Ländern die Entwicklung marktreifer SMR Konzepte forciert. Großbritannien hat ein ernstes Interesse an SMR Technologien erklärt. In den USA hat das Energieministerium DOE<sup>2</sup> eine Ausschreibung über 452 Millionen Dollar zur Unterstützung von Arbeiten zur Realisierung von Genehmigungsverfahren gestartet, um so den kommerziellen Betrieb eines SMR bis 2022 zu unterstützen. Das DOE plant, diejenigen SMR-Projekte mittels Kostenbeteiligungs-Partnerschaften mitzufinanzieren, die in Fabriken hergestellt und von dort zum jeweiligen Standort transportiert werden, wo sie als Plug-and-Play-Installation sofort einsatzbereit sind. Die infrage kommenden SMR Konzepte mit einer Leistung von höchstens 300 MW müssen etwa 2025 den Betrieb aufnehmen können. Das DOE wird während fünf Jahren bis zur Hälfte der Kosten übernehmen. Die Privatwirtschaft (Entwickler und Betreiber) muss mindestens die andere Hälfte finanzieren. Falls das Projekt nicht zu Ende geführt wird, müssen die Fördergelder zurückgezahlt werden. Das Konzept mPower von Babcock und Wilcox (B&W) setzte sich in der ersten Runde im November 2012 gegen die Entwicklungen von Westinghouse, Holtec und NuScale

---

<sup>1</sup> Comisión Nacional de Energía Atómica

<sup>2</sup> U.S. Department of Energy

durch. Eine zweite Ausschreibungsrunde startete das DOE im März 2013. Hier gewann NuScale mit dem gleichnamigen Reaktor im Dezember 2013 die Ausschreibung gegen die Konkurrenten Westinghouse, Holtec, General Atomics und Hybrid Power Technologies /WNA 14/.

Die hohen Entwicklungs- und Genehmigungskosten in den USA führen allerdings auch dazu, dass einige Projekte finanziell zurückgefahren oder nicht weitergeführt werden. Anfang 2014 gab Westinghouse bekannt, dass es aufgrund der verlorenen zweiten DOE-Ausschreibung die Finanzierung der Entwicklung des Westinghouse SMR verringern wird /WNN 14/. Ähnliches gilt für B&W: Obwohl sie 2012 die Ausschreibung für sich entschieden haben, gaben sie im April 2014 bekannt, dass sie die Finanzierung auf 15 Millionen Dollar pro Jahr zurückfahren werden /WNN 14a/.

Der vorliegende Bericht dokumentiert die im Rahmen des Vorhabens RS1521 *Studie zur Sicherheit und internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR)* durchgeführten Arbeiten und die hierbei erzielten Ergebnisse. Die Ziele der Studie waren

- die Schaffung eines fundierten Überblicks zur SMR Thematik,
- die Identifizierung wichtiger Fragestellungen für die Reaktorsicherheitsforschung und zukünftiger FuE-Vorhaben,
- die Identifizierung des Anpassungsbedarfs von Rechencodes,
- die Untersuchung besonderer Aspekte beim Einsatz von Hochtemperaturreaktoren hinsichtlich ihrer Kopplung mit benachbarten Industrieanlagen.

Nach einer kurzen Vorstellung der Charakteristika von SMR Typen und Sicherheitssystemen in Kapitel 2 folgt in Kapitel 3 der vergleichende Überblick über die wesentlichen Merkmale der betrachteten SMR Konzepte wie Entwicklungsstand, Einsatzgebiet und Bauformen der Anlagen und ihrer Komponenten. Die Ergebnisse der Arbeiten der unterbeauftragten Firma FTBZ<sup>3</sup>, die sich auf die Konzepte der GCR und MSR sowie auf die Kopplung von GCR mit chemischen Prozessen fokussieren, sind in diesen Bericht eingeflossen.

---

<sup>3</sup> Forschungs- und Technologieberatung Zipper

Ausgehend von dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen sowie den Schutzziele werden anschließend in Kapitel 4 für die im Überblick beschriebenen SMR Konzepte die sicherheitstechnischen Fragestellungen identifiziert. In tabellarischer Form wurden hierzu sicherheitsebenenweise die vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen zur Erfüllung der Schutzziele (hier die Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente sowie Einschluss der radioaktiven Stoffe) zusammengestellt. Abschließend erfolgt in Kapitel 5 eine Spiegelung welche der im SMR Schutzzielkonzept vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen mit der *Nuklearen Rechenkette* der GRS bereits heute simulierbar ist bzw. wo Anpassungs-, Erweiterungs- und Validierungsbedarf besteht. Aufgrund der über die reine Stromerzeugung hinausgehenden Nutzung von SMR werden dann in Kapitel 6 auch Sicherheitsaspekte der Kopplung von SMR mit angeschlossenen chemischen oder physikalischen Prozessanlagen betrachtet. Abschließend werden in Kapitel 7 die wesentlichen Ergebnisse der Studie zusammengefasst.

## 2 Charakterisierung von SMR Typen und Sicherheitssystemen

In diesem Kapitel werden die Kriterien zur Einteilung der in diesem Bericht dargestellten SMR Typen sowie Sicherheitssysteme vorgestellt.

Weltweit werden Reaktoren nach der Art der Kühlung, der Moderation, des verwendeten Brennstoffs oder der Bauweise unterteilt. In dieser Studie wird die für SMR übliche Unterteilung nach den verwendeten Kühlmitteln genutzt und in Kapitel 2.1 beschrieben.

Sicherheitssysteme sind ein wesentlicher Bestandteil der Umsetzung der Sicherheitsgrundsätze zur Auslegung von Kernkraftwerken. Dabei werden aktive und passive Systeme unterschieden. Aktive Sicherheitssysteme benötigen eine elektrische Energieversorgung. Passive Sicherheitssysteme zeichnen sich dadurch aus, dass die treibenden Kräfte allein auf Naturgesetzen wie der Gravitation, Konvektion, Wärmeleitung oder auf der Wirkung komprimierter Gase beruhen. Diese passiven Sicherheitssysteme sind ein besonderes (und im Vergleich zu derzeit betriebenen KKW neues) Element der Sicherheitskonzepte von SMR. Daher werden die grundlegenden Definitionen und die wesentlichen Charakteristika dieser Systeme in Kapitel 2.2 vorgestellt.

### 2.1 SMR Typen

In dieser Studie werden die betrachteten SMR gemäß den verwendeten Kühlmitteln klassifiziert. Dabei werden die Kühlmittel leichtes und schweres Wasser, Gas, Flüssigmetall und Salzschnmelze unterschieden. Die in diesem Bericht betrachteten SMR Konzepte lassen sich 5 Gruppen

- leichtwassergekühlte SMR Konzepte (*Liquid Water Cooled Reactors, LWR*),
- schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR Konzepte (*Heavy Water Cooled Reactors, HWR*),
- gasgekühlte SMR Konzepte (*Gas Cooled Reactors, GCR*),
- flüssigmetallgekühlte SMR Konzepte (*Liquid Metal Cooled Reactors, LMR*) und
- salzschmelzegekühlte SMR Konzepte (*Molten Salt Reactor, MSR*)

zuordnen. Nachfolgend werden diese SMR Typen kurz charakterisiert.

### **Leichtwasser gekühlte SMR Konzepte (LWR)**

In mit leichtem Wasser gekühlten SMR wird das Temperaturniveau von etwa 300 °C hauptsächlich durch den Dampfdruck des Kühlkreislaufs bestimmt. Leichtes Wasser bremst während der Moderation nicht nur die Neutronen für die Kernspaltung ab, es absorbiert auch gleichzeitig einen Teil der Neutronen. Daher muss der Brennstoff  $U^{235}$  im natürlichen Uran angereichert werden. Durch die Anreicherung werden mehr Urankerne gespalten und damit auch mehr Neutronen erzeugt, so dass die Verluste durch die Absorption ersetzt werden können.

Obwohl derzeit betriebene Leichtwasserreaktoren hauptsächlich auf die Stromerzeugung ausgerichtet sind, wurde die Auskopplung von Prozessdampf im Niedertemperaturbereich in einigen Anlagen (z. B. Kernkraftwerk Emsland und Industriepark Lingen) über mehrere Jahre erfolgreich praktiziert.

### **Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR Konzepte (HWR)**

Schweres Wasser ( $D_2O$ ) enthält das schwere Wasserstoffisotop Deuterium. Während herkömmlicher Wasserstoff die Massezahl 1 hat, hat Deuterium die Massezahl 2 und ist somit doppelt so schwer. Deuterium absorbiert weniger Neutronen als leichter Wasserstoff und ist somit ein besserer Moderator. Statt angereichertem Uran kann daher in schwerwassermoderierten SMR Natururan als Brennstoff eingesetzt werden.

Schwerwasser besitzt ähnliche thermodynamische Eigenschaften wie Leichtwasser, so dass auch diese Konzepte hauptsächlich auf die Stromproduktion zielen.

### **Gasgekühlte SMR Konzepte (GCR)**

Gasgekühlte SMR Konzepte zeichnen sich durch wesentlich höhere Kühlmitteltemperaturen (bis zu 1.000 °C) als andere SMR Typen aus. Sie bieten das Potential, große Anteile des Prozesswärmebedarfs der chemischen oder petrochemischen Industrie zu decken. Nachgeschaltet könnten dann noch Niedertemperaturprozesse z. B. zur Fernwärmenutzung werden.

### **Flüssigmetallgekühlte SMR Konzepte (LMR)**

In den betrachteten SMR Konzepten mit Flüssigmetallkühlung werden die Kühlmittel Blei ( $Pb$ ), Blei-Wismut ( $LBE$ , *Lead Bismut Eutecticum*) sowie Natrium ( $Na$ ) eingesetzt.

Die Neutronen werden nicht moderiert, es handelt sich ausnahmslos um schnelle Systeme. Die Kühlmittel zeichnen sich durch eine hohe Siedetemperatur und Wärmeleitfähigkeit aus, sodass der Primärkreis bei Umgebungsdruck betrieben wird. Der Brennstoff ist oft Uran in Verbindung mit Plutonium oder Transuranen z. B. als Nitride bzw. als Zirkoniumlegierung.

Blei- und LBE-Kühlmittel sind korrosiv und erfordern ein System zur Sauerstoffbeimischung in das Kühlmittel. Der Sauerstoff oxidiert die Oberfläche der Rohrleitung. Hierdurch wird der direkte Kontakt zwischen Kühlmittel und Struktur (durch Oxidbildung) vermieden. Das Kühlmittel Natrium ist nicht korrosiv und deutlich leichter als Blei oder LBE. Es reagiert aber stark mit Wasser und Wasserdampf. Dabei entsteht neben Natriumhydroxid auch Wasserstoff in einer stark exothermen Reaktion. Um zu verhindern, dass kontaminiertes Primärkühlmittel mit dem Wasser-/Dampfkreislauf reagiert, gibt es in diesen SMR Konzepten meist einen Zwischenkreislauf.

Der niedrige Dampfdruck der als Kühlmittel verwendeten Metalle und Metalllegierungen ermöglicht Kernaustrittstemperaturen bis etwa 750 °C. Dampf und Wärme ließen sich in einem Temperaturbereich von 500 °C bis 700 °C für weitere Zwecke auskoppeln und industriell verwenden.

### **Salzschmelze gekühlte SMR Konzepte (MSR)**

In Salzschmelze gekühlten Reaktorkonzepten werden spezielle Salzschmelzen als Kühlmittel, aber auch als Träger des Brennstoffs eingesetzt. Diese besitzen einerseits gute Wärmetransporteigenschaften, sind für Neutronen nahezu durchlässig und im Strahlungsfeld sehr stabil. Die bisher erprobten Schmelzen sind stabil bis zu Temperaturen von 1.400 °C. Durch die guten Wärmetransporteigenschaften der Salzschmelzen können die Reaktoren bei gleicher Leistung im Vergleich zu gasgekühlten Reaktoren mit deutlich kleineren Abmessungen gebaut werden.

Die hohen Betriebstemperaturen ermöglichen hohe Wirkungsgrade sowie die Wärmeauskopplung für industrielle Hochtemperaturprozesse.

Die Einsatzmöglichkeiten der verschiedenen SMR Typen sind Strom- und Wärmezeugung sowie Süßwasserproduktion (Entsalzung). Darüberhinaus können schnelle Reaktoren, die ein weitaus härteres Neutronenspektrum als LWR oder HWR besitzen, auch zur Transmutation (zur Verringerung von radioaktiven Abfällen) oder zur Ver-

brennung waffenfähigen Materials eingesetzt werden. Die hohen Kernaustrittstemperaturen, vor allem bei gas-, salzschmelze- aber auch flüssigmetallgekühlten Reaktoren, eignen sich in Kombination mit einem sekundärseitigen Wasser-/Dampfkreislauf speziell zur Auskopplung von Prozessdampf oder Prozesswärme, die angeschlossenen Industriebetrieben zur Verfügung gestellt werden können.

## 2.2 Definitionen und Charakteristika passiver Sicherheitssysteme

In allen betrachteten Konzepten zu SMR werden verstärkt passive Sicherheitssysteme zur Nachwärmeabfuhr, Schnellabschaltung und Notbespeisung eingesetzt. Passive Sicherheitssysteme führen zu Systemvereinfachungen. Wenn weniger Komponenten verbaut werden, Platz eingespart und die verfahrenstechnischen Systeme vereinfacht werden, können Gebäude kleiner ausgeführt werden. Dies führt dazu, dass die spezifischen Kosten für die Reaktoren sinken.

Passive Systeme beruhen auf physikalischen Gesetzen wie z. B. Gravitation. Für passive Systeme gibt es derzeit keine einheitliche Definition, sondern drei verschiedene, die sich mehr oder weniger überschneiden. Dies sind

- die EPRI<sup>4</sup> Definition gemäß /EPR 13/ sowie
- die IAEA Definition gemäß IAEA TECDOC 626 /IAE 91/,
- die KTA Definition des deutschen Regelwerks gemäß /KTA 89/.

Dabei ist die EPRI Definition weniger strikt als die IAEA Definition. Die strikteste Definition wird in der KTA 89 des deutschen Regelwerks gegeben. Die einzelnen Definitionen werden im Folgenden vorgestellt. Dabei wird die o. g. Reihenfolge eingehalten.

### EPRI Definition

Nach der EPRI Definition ist ein passives System ein System, das primär passive Prinzipien verwendet, um wichtige Sicherheitsfunktionen auszuführen. Die Benutzung aktiver Komponenten ist auf Ventile, Überwachung und Instrumentierung beschränkt (also keine Verwendung von Wechselstrom oder rotierender Maschinen) /EPR 13/.

---

<sup>4</sup> Das *Electric Power Research Institute* ist eine gemeinnützige US-Forschungsorganisation, die sich mit der Erzeugung, Verteilung und Verwendung von Elektrizität beschäftigt.

## **IAEA Definition**

IAEA TECDOC 626 /IAE 91/ definiert ein passives System als ein System, das komplett aus passiven Komponenten besteht. Während diese Komponenten keine externe Energieversorgung benötigen dürfen, dürfen aber zur Aktivierung dieser Komponenten zu einem geringen Teil aktive Komponenten genutzt werden. Die IAEA Definition unterteilt passive Systeme in die vier Kategorien A bis D mit abnehmender Passivität. Diese Kategorien werden im Folgenden vorgestellt:

### *Kategorie A*

In Systemen der Kategorie A dürfen keine beweglichen Teile oder Fluide sowie externe Energiequellen oder Signale zum Einsatz kommen. Als Beispiele werden hier physikalische Barrieren gegen die Freisetzung radioaktiven Materials wie Brennstoffhüllrohre oder ein Kühlsystem, das nur auf Wärmestrahlung und/oder –leitung beruht, genannt. Damit ist die Kategorie A die strikteste Kategorie.

### *Kategorie B*

Hier dürfen sich bewegende Fluide zum Einsatz kommen, jedoch keine beweglichen Teile sowie externe Energiequellen oder Signale. Das Fluid bewegt sich aufgrund thermohydraulischer Gegebenheiten (z. B. Druck- oder Dichtedifferenzen). Der Notkondensator im KERENA oder ein Nachwärmeabfuhrsystem, in dem die Nachwärme im Naturumlauf abgeführt wird, fallen unter diese Kategorie.

### *Kategorie C*

Systeme der Kategorie C verwenden bewegliche Teile und Fluide, jedoch keine externen Signale oder Energiequellen. Die Bewegungen der mechanischen Teile kommen beispielsweise durch statische Druckdifferenzen (Rückschlagklappe) oder hydrostatische Druckdifferenzen (Berstscheiben in Druckspeichern) sowie direkt vom Prozess ausgeübte Kräfte (z. B. auf Federventile) zu Stande. Beispiele sind hier die Noteinspeisung über Druckspeicher oder Druckabsicherung über Sicherheitsventile.

### *Kategorie D*

Die Kategorie D kennzeichnet den schwächsten Grad an Passivität. Die Ausführung der Funktion ist passiv, die Aktivierung des Systems kann jedoch über externe Signale

erfolgen. Dafür ist auch eine externe Energieversorgung zulässig, die allerdings nur aus gespeicherten Quellen, wie Batterien oder unter Druck stehenden Fluiden, bestehen darf. Eine aktive Instrumentierung ist genauso zulässig wie Kontrollsysteme, allerdings dürfen keine manuellen Handlungen durchführbar sein. Ein Beispiel für ein passives System der Kategorie D ist eine Notabschaltung durch einfallende Steuerstäbe (Gravitation), die durch eine Schaltlogik (z. B. Reaktorschutz) aktiviert wird.

Mit dieser Einteilung hinsichtlich des Grads der Passivität ist die IAEA Definition deutlich strikter als die EPRI Definition.

### **KTA Definition**

Nach dem deutschen Regelwerk /KTA 89/ ist eine Komponente dann passiv, „[...] wenn sie im Hinblick auf ihre Funktion keine Betätigung zu erfahren braucht (z. B. Rohrleitungen, Behälter, Wärmetauscher). Selbsttätig wirkende Komponenten (ohne Fremdenergie, ohne Fremdsteuerung) sind dann als passiv anzusehen, wenn die Stellung der betrachteten Komponente (z. B. Sicherheitsventil oder Rückschlagarmatur) im Rahmen des vorgesehenen Funktionsablaufes nicht verändert wird.“ Das deutsche Regelwerk ist damit mit seiner Abgrenzung zwischen aktiven und passiven Systemen am striktesten. Lediglich sich bewegende Fluide sind erlaubt, Armaturen müssen ihre Position halten. Nur Systeme der Kategorie A und B nach der IAEA Definition wären passive Systeme im Sinne des deutschen Regelwerks.

### **Vergleich der Definitionen**

Abschließend sind in Tab. 2.1 die drei Definitionen gegenübergestellt. Damit ist die Charakterisierung eines Systems als passiv nicht eindeutig. So ist bei der Beurteilung der durch passive Systeme erzielbaren Systemvereinfachung immer der Grad der Passivität zu berücksichtigen. Während man bei einem aktiven System neben dem Reparaturfall auch einen Einzelfehler des Systems ( $n+2$ ) unterstellen muss, muss bei einem passiven System meist nur der Wartungsfall betrachtet werden ( $n+1$ ), wodurch sich der Redundanzgrad verringert. Das gilt natürlich nur für die Definition von passiven Systemen nach deutschem Regelwerk bzw. nach IAEA Definition in den Kategorien A und B. Einzelfehler bei Armaturen müssen weiterhin unterstellt werden.

**Tab. 2.1** Definitionen passive Sicherheitssysteme

<b>Definition nach</b>	<b>Kategorie</b>			
<b>EPRI</b>	passiv			
<b>IAEA</b>	passiv A	passiv B	passiv C	passivD
Bewegliche Medien	-	x	x	x
Bewegliche Teile	-	-	x	x
Signale	-	-	-	x
Externe Energieversorgung	-	-	-	x
<b>KTA - deutsches Regelwerk</b>	passiv		aktiv	



### **3 Übersicht der SMR Konzepte**

Detailinformationen zu den in dieser Studie betrachteten SMR Konzepten wurden unter Berücksichtigung der Themen

- kurze Entwicklungsgeschichte und Perspektive,
- technische Beschreibung und Charakterisierung einschließlich Brennstoffkreislauf und
- Sicherheitskonzept

zusammengestellt. Basierend auf diesen Informationen werden zu den Stichpunkten

- Entwicklungsstand (s. Kapitel 3.1)
- Einsatzgebiet Wasser (s. Kapitel 3.2)
- Bauform und Modularität (s. Kapitel 3.3)
- Kühlung des Reaktorkerns (s. Kapitel 3.4)
- Aufbau und Eigenschaften des Reaktorkerns (s. Kapitel 3.5)

kurze themenbezogene Überblicke über die verschiedenen Entwicklungen gegeben. Diese verdeutlichen die neuen Weiterentwicklungen der SMR Designs im Vergleich zu derzeit betriebenen Kernkraftwerken.

#### **3.1 Entwicklungsstand der SMR Konzepte**

In diesem Unterkapitel wird eine Übersicht über den Entwicklungsstand der verschiedenen SMR gegeben. Unterschieden werden dabei derzeit betriebene SMR (Tab. 3.1), im Bau befindliche SMR (Tab. 3.2), SMR mit Standortfestlegung (Tab. 3.3) sowie Konzepte ohne aktuelle Bauplanung (Tab. 3.4).

**Tab. 3.1** Derzeit betriebene SMR zur Strom- und Wärmeerzeugung

Name	Typ	Hersteller	Land	P [MW <sub>el</sub> ]	Status	Standort
CEFR	LMR	CIAE <sup>5</sup> / CNEIC <sup>6</sup>	China	20	In Betrieb, Prototyp für CDFR-1000	Tuoli (China)
CNP-300	LWR	CNNC <sup>7</sup>	China	325	In Betrieb, weiterer Bau in Planung	Qinshan 1 (China), Chashma (Pakistan)
PHWR-220	HWR	BARC <sup>8</sup>	Indien	236	In Betrieb, weitere geplant	Rajasthan, Madras, Narora, Kakrapar, Kaiga (alle Indien)

Neben zahlreichen nuklearen Schiffsantrieben in Eisbrechern /OKB 13a/ und U-Booten /GAG 11/, die hier nicht einzeln aufgeführt werden zählen zu den derzeit betriebenen SMR 2 Konzepte aus China sowie 1 SMR Konzept aus Indien. Der CNP-300 ist die erste Eigenentwicklung eines Kernkraftwerks in China und wurde zwischen 1985 und 1991 als Qinshan I gebaut. Das Design wurde nach Pakistan exportiert, wo zwei Reaktoren am Standort Chashma 1999 und 2012 entstanden /UXC 12/.

Der PHWR-220, ein Schwerwasserreaktor, wurde erstmals in Rajasthan, Indien, 1972 errichtet. Seitdem sind insgesamt 16 Reaktoren dieses Typs in Indien entstanden, wobei eine stete Weiterentwicklung zwischen den Kraftwerken zu beobachten ist. Beispielsweise besitzen die Reaktoren Rajasthan 1 und 2 einen einfach ausgelegten Sicherheitsbehälter, am Standort Madras ist er teilweise doppelt ausgelegt. Ab Naroana wurde standardmäßig ein Doppelcontainment verwendet. Des Weiteren wurde eine Kondensationskammer hinzugefügt. Weitere Reaktoren dieses Typs sind geplant, teilweise mit höherer Leistung.

Zu den derzeit betriebenen Reaktoren zählt auch ein flüssigmetallgekühlter schneller Reaktor, der CEFR aus China. Er ging 2011 in Betrieb. Der CEFR ist ein Prototyp für den CDFR-1000 Reaktor, der ab 2017 gebaut werden soll. Er soll eine elektrische Leistung von 1000 MW<sub>el</sub> besitzen. Diesem soll ab ca. 2028 ein schneller Brutreaktor (CDFBR) folgen /WNA 14b/.

In Argentinien, Russland, China sowie Indien ist der Bau weiterer SMR im Gange (vgl. Tab. 3.2). Der CAREM soll schon 2016 für erste Tests bereit sein und seine Erstbela-

---

<sup>5</sup> China Institute of Atomic Energy

<sup>6</sup> China Nuclear Energy Industry Corporation

<sup>7</sup> China National Nuclear Corporation

<sup>8</sup> Bhabha Atomic Research Centre

dung 2017 erhalten. Die Akademik Lomonosov mit ihren zwei KLT-40S Reaktoren soll in 2016, der HTR-PM in 2017 sowie der PFBR-500 in 2014 fertiggestellt werden.

**Tab. 3.2** Im Bau befindliche Reaktoren

Name	Typ	Hersteller	Land	P [MW <sub>e</sub> ]	Status	Standort
CAREM	LWR	CNEA	Argentinien	27	Baubeginn Februar 2014	Atucha, Argentinien
CNP-300	LWR	CNNC	China	325	2 Blöcke im Bau	Chashma, Pakistan
KLT-40S	LWR	OKBM Afrikan-tov <sup>9</sup>	Russland	35	2 Reaktoren in Akademik Lomonosov eingebracht, Auslieferung 2016	Akademik Lomonosov (Schiff)
HTR-PM	GCR	INET <sup>10</sup>	China	105	Demonstrationsanlage seit 2012 Bau (zwei Module)	Shidaowan, China
PFBR-500	LMR	IGCAR <sup>11</sup>	Indien	500	Im Bau, erste Kritikalität im September 2014 geplant	Kalpakkam, Indien

**Tab. 3.3** Fortgeschrittene Konzepte mit geplantem Bau

Name	Typ	Hersteller	Land	P [MW <sub>e</sub> ]	Status	Standort
ACP-100	LWR	CNNC	China	100	Bau in Planung (Start 2015)	Zhangzhou, später: Jiangxi, Hunan, Jilin
ALFRED	LMR	Ansaldo Nu-clearre	Europa/Italien	125	Bau in Planung (Start 2017)	Mioveni (Rumänien)
BREST-OD-300	LMR	RDIPE	Russland	300	Bau in Planung	Beloyarsk
CNP-300	LWR	CNNC	China	325	In Betrieb, weiterer Bau in Planung	Pakistan
G4M	LMR	Gen4 Energy	USA	25	Fortgeschrittenes Designstadium, Bau einer Demonstrationsanlage geplant	Savannah River, South Carolina
GT-MHR	GCR	Internationales Konzept	Internationales Konzept	285	Entwicklungsphase, Bau einer Demonstrationsanlage geplant	Seversk (Sibirien)
MHYRRA	ADS-LMR	SCK CEN <sup>12</sup>	Belgien	nur Wärme	Bau in Planung (Start 2015)	Mol (Belgien)
PHWR-220	HWR	BARC	Indien	236	In Betrieb, weitere geplant	Indien
RITM-200	LWR	OKBM Afrikan-tov	Russland	175 MW <sub>th</sub>	Fertigstellung voraussichtlich 2018, zwei weitere 2019 und 2020	Eisbrecher LK-60
SVBR-100	LMR	AKME Engineering	Russland	101,5	Bau in Planung	RIAR in Dimitrograd
VK-300	LWR	RDIPE <sup>13</sup>	Russland	250	Bau in Planung (Stand unbekannt)	Halbinsel Kola, Archangelsk, Primorskaya

<sup>9</sup> ОКБМ, Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И. И. Африкантова, Experimentelles Maschinenbau-Konstruktionsbüro I. I. Afrikantov

<sup>10</sup> Institute of Nuclear and New Energy Technology

<sup>11</sup> Indira Gandhi Centre for Atomic Research

<sup>12</sup> Studiecentrum voor Kernenergie Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire

<sup>13</sup> Research and Design Institute for Power Engineering

Die in der Tab. 3.3 aufgelisteten SMR sind soweit fortgeschritten, dass schon ein Standort für eine erste Anlage festgelegt wurde. Unter den Konzepten sind leicht- und schwerwasser-, gas- sowie flüssigmetallgekühlte SMR Konzepte.

SMR Konzepte ohne konkrete Pläne zum Bau sind in Tab. 3.4 aufgelistet. Die hier dargestellten SMR befinden sich in einem mehr oder weniger fortgeschrittenen Designstadium. Für einige SMR Konzepte, wie z. B. das SMART-Konzept wurden schon Genehmigungsverfahren durchlaufen, viele SMR müssen diese jedoch erst eine Genehmigung beantragen.

**Tab. 3.4** Konzepte ohne konkrete Baupläne

Name	Typ	Hersteller	Land	P [MW <sub>e</sub> ]	Status
4S	LMR	Toshiba	Japan	10 - 50	Entwicklung weit fortgeschritten, evtl. Bau in Galeana (Alaska)
ABV-6M	LWR	OKBM Afrikantov	Russland	6	Entwicklung weit fortgeschritten
Adams Engine	GCR	Adams Atomic Engines Inc.	USA	10	2010 eingestellt
AHWR300-LEU	HWR	BARC	Indien	300	Entwicklung weit fortgeschritten, vorläufige Sicherheitsbegutachtung abgeschlossen, Standortauswahl begonnen
ANGSTREM	LMR	OKBM Gidropress	Russland	6	Entwicklungsphase
ANTARES/SC-HTR	GCR	AREVA	Frankreich	250	Entwicklungsphase
ARC-100	LMR	Advanced Reactor Concepts	USA	100	Entwicklungsphase
ASTRID	LMR	CEA	Frankreich	600	Konzeptionelle Designphase bis 2015
ELENA	LWR	Kurchatov Institut	Russland	0,1	Entwicklung weit fortgeschritten, keine Bauplanung
Em <sup>2</sup>	GCR	GA	USA	240	früher Entwicklungsstand
ENHS	LMR	University of Calif.	USA	50 - 75	fortgeschrittenes Designstadium, Demonstrationsanlage bis 2025
FBNR	LWR	Federal University of Rio Grande do Sul	Brasilien	70	Frühes Designstadium
Flexblue	LWR	DCNS <sup>14</sup>	Frankreich	160	frühes Designstadium
Fuji	MSR	TTS <sup>15</sup>	Joint Venture	200	Entwicklungsphase, Marktreife bis 2018-2025 geplant
GTHTR	GCR	JAEA <sup>16</sup>	Japan	274	Entwicklung nach März 2011 fraglich

<sup>14</sup> Direction des Constructions Navales

<sup>15</sup> Thorium Tech Solutions

Name	Typ	Hersteller	Land	P [MW <sub>e</sub> ]	Status
IMR	LWR	MHI <sup>17</sup>	Japan	350	Lizensierung frühestens 2020
IRIS	LWR	Internationales Konzept	Internationales Konzept	335	kurz vor Genehmigungsverfahren bei US NRC, aber Mangel an Investoren
LSPR	LMR	Titech <sup>18</sup>	Japan	53	Entwicklungsphase
mPower	LWR	Babcock & Wilcox	USA	180	Entwicklung weit fortgeschritten, Förderung durch DOE, Finanzierung gesenkt seit Anfang 2014
MRX	LWR	JAERI <sup>19</sup> / JAEA	Japan	30	unbekannt, da keine aktuellen Informationen verfügbar
NHR-200	LWR	INET	China	Wärme	Entwicklung weit fortgeschritten
NIKA-70	LWR	NIKIET	Russland	15	scheinbar zugunsten des KLT-40S und VBER eingestellt
NP 300	LWR	AREVA	Frankreich	300	unbekannt, keine aktuellen Informationen verfügbar
NuScale	LWR	NuScale Power Inc.	USA	45	Entwicklung weit fortgeschritten, Förderung durch DOE
PB-AHTR	MSR	UCB/ORNL	USA	410	früher Entwicklungsstand
PBMR	GCR	PBMR Ltd.	Südafrika	165	internationale Vermarktung
PEACER	LMR	NUTRECK	Südkorea	300-550	Entwicklungsphase, Bau eines Demonstrationskraftwerks (PATER) geplant
PRISM	LMR	GE-Hitachi	USA	311	fortgeschrittene Entwicklung, Genehmigung durch US NRC steht noch aus
RADIX	LWR	Radix Power Systems	USA	10 - 50	frühes Designstadium, wenig Informationen
RAPID	LMR	CRIEPI	Japan	1	Entwicklungsphase
RAPID-L	LMR	CRIEPI	Japan	0,2	Entwicklungsphase
RUTA-70	LWR	NIKIET	Russland	Wärme	Entwicklungsphase, mangelnde Finanzierung
SC-GFR	GCR	SNL <sup>20</sup>	USA	100	Konzeptphase
SCOR600	LWR	CEA <sup>21</sup>	Frankreich	630	Entwicklungsphase
SHELF	LWR	NIKIET	Russland	6	frühes Designstadium
SmAHTR	MSR	ORNL <sup>22</sup>	USA	50	früher Entwicklungsstand
SMART	LWR	KAERI <sup>23</sup>	Südkorea	100	Genehmigungsverfahren durchgeführt
SMR-160 / HI-SMUR	LWR	HOLTEC	USA	160	Entwicklung weit fortgeschritten, Genehmigungsverfahren bei der US NRC soll 2016 starten
SSTAR	LMR	ANL/LLNL	USA	20	fortgeschrittenes Designstadium
STAR-LM	LMR	ANL <sup>24</sup>	USA	175	Entwicklungsphase

<sup>16</sup> Japan Atomic Energy Agency

<sup>17</sup> Mitsubishi Heavy Industries

<sup>18</sup> Tokyo Institute of Technology

<sup>19</sup> Japan Atomic Energy Research Institute

<sup>20</sup> Sandia National Laboratory

<sup>21</sup> Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives

<sup>22</sup> Oak Ridge National Laboratory

<sup>23</sup> Korea Atomic Energy Research Institute

<sup>24</sup> Argonne National Laboratory

Name	Typ	Hersteller	Land	P [MW <sub>el</sub> ]	Status
STAR-H2	LMR	ANL	USA	nur Wärme	Entwicklungsstadium, Bau bis 2030 geplant
SVBR-10	LMR	AKME-Engineering	Russland	12	Entwicklungsphase
TRIGA	LWR	GA <sup>25</sup>	USA	11,8	Fokus von GA liegt stärker auf GT-MHR und EM2
TSMR	MSR	SINAP <sup>26</sup>	China	45	Entwicklungsphase, 2011 Finanzspritze
TWR	LMR	Terrapower	USA	500	Bau einer Demonstrationsanlage 2018-2022 geplant
U-Battery	GCR	URENCO	Internationales Konzept	5 - 10	Entwicklungsphase, Prototyp geplant
UNITHERM	LWR	RDIPE	Russland	2,5-6,0	Entwicklung weit fortgeschritten, z.Z. keine bekannten Baupläne
VBER-300	LWR	OKBM Afrikantov	Russland	325	Entwicklung weit fortgeschritten, z.Z. keine bekannten Baupläne
Westinghouse SMR	LWR	Westinghouse	USA	225	Entwicklung weit fortgeschritten, Finanzierung gesenkt seit Anfang 2014
WWER-300	LWR	OKBM Gidropress	Russland	300	frühes Designstadium

Damit sind von den 69 betrachteten SMR Konzepten nur 3 Typen in Betrieb und 5 aktuell in Bau. 11 weitere sollen gebaut werden, die Mehrheit von 50 Konzepten befindet sich jedoch noch in einer Designphase ohne konkrete Angaben zum Bau.

### 3.2 Einsatzgebiet auf bzw. unter Wasser

Im Gegensatz zu derzeit betriebenen Kernkraftwerken sehen 6 SMR Konzepte den Betrieb der Reaktoren schwimmend im Wasser und 2 SMR Konzepte den Betrieb der Reaktoren unter Wasser vor (vgl. Tab. 3.5). Die verschiedenen Konzepte werden in diesem Unterkapitel vorgestellt.

Die Akademik Lomonosov wird ist ein Schiff mit SMR an Bord, das an der Küste ankern und die umliegende Region mit Strom, Wärme und Süßwasser versorgen soll. Derart betriebene Reaktoren werden auch als *Floating Nuclear Power Plant (FNPP)* bezeichnet. Start des Baus der Akademik Lomonosov war 2007 in Severodvinsk, finanziert von Rosatom. Nach Annullierung des Vertrags seitens Rosatom im August 2008 wurde das Schiff nach St. Petersburg verlegt. An der dortigen Werft Baltiysky

<sup>25</sup> General Atomics

<sup>26</sup> Shanghai Institute of Applied Physics

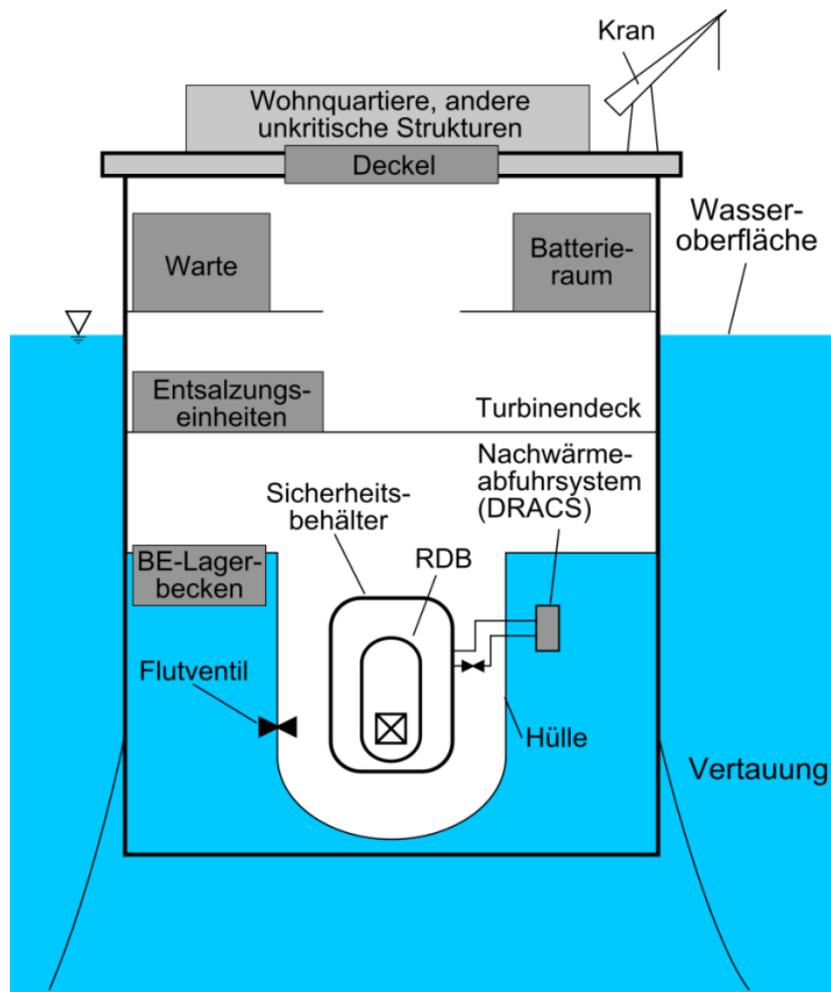
Zavod wurde es seit Februar 2009 weiter gebaut. Im August des gleichen Jahres wurden zwei Reaktoren vom Typ KLT-40S von OKBM Afrikantov geliefert und im Oktober 2013 eingebaut. Der zunächst gewählte Einsatzort Vilyuchinsk an der Halbinsel Kamtschatka wurde zugunsten des mehr Gewinn versprechenden Standorts Pevek an der Chukotka-Halbinsel am Ostsibirischen Meer aufgegeben. Die Akademik Lomonosov soll 2016 ausgeliefert werden /WNA 14a/.

**Tab. 3.5** SMR Konzepte für den Einsatz unter oder über Wasser

Name	Typ	Hersteller	Land	P [MW <sub>el</sub> ]	Status	Einsatzgebiet
ABV-6M	LWR	OKBM Afrikantov	Russland	6	Entwicklung weit fortgeschritten	Land / Schiff an der Küste
Flexblue	LWR	DCNS	Frankreich	160	frühes Designstadium	unter Wasser
KLT-40S	LWR	OKBM Afrikantov	Russland	35	2 Reaktoren in Akademik Lomonosov eingebracht, Auslieferung 2016	Schiff an der Küste
MRX	LWR	JAERI/JAEA	Japan	30	unbekannt, da keine aktuellen Informationen verfügbar	Schiffsantrieb / Schiff an der Küste
NIKA-70	LWR	NIKIET	Russland	15	scheinbar zugunsten des KLT-40S und VBER eingestellt	Land / Schiff an der Küste
RITM-200	LWR	OKBM Afrikantov	Russland	50	Bau geplant, Fertigstellung voraussichtlich 2018, zwei weitere 2019 und 2020	Eisbrecherantrieb, Schiff an der Küste
SHELF	LWR	NIKIET	Russland	6	frühes Designstadium	unter Wasser
SVBR-10	LMR	AKME Engineering	Russland	12	Entwicklungsstadium	Schiff an der Küste

Zwei weitere russische Leichtwasserkonzepte sind für den Einsatz auf einem Schiff vorgesehen: der ABV-6M sowie der RITM-200. Ersterer wurde als Alternative zu den großen KLT-40 Reaktoren entwickelt. Er könnte aufgrund seiner Größe und seines Gewichts auch auf Flüssen eingesetzt werden, in denen die Tiefe nur 2,5 m bis 5,0 m beträgt /UXC 12a/. Daneben ist der RITM-200 vor allem als Antrieb für eine neue Generation von Eisbrechern gedacht, die durch Ballaständerungen ihren Tiefgang variieren und somit sowohl auf offener See als auch auf Flüssen einsetzbar sein sollen. Der erste dieser universellen nuklearen Eisbrecher wird die LK-60 sein, die 2018 fertiggestellt sein soll /WNA 14a/. Neben dem Einsatz als Antrieb eines Eisbrechers wird auch darüber nachgedacht, den RITM-200 auf FNPP einzusetzen. FNPPs können auch in Gegenden mit schlechter Infrastruktur eingesetzt werden, wenn eine Küste oder ein Fluss in der Nähe sind. Die Brennelementwechsel sollen auf dem jeweiligen Schiff durchgeführt werden und die abgebrannten Brennelemente sollen auch dort gelagert werden. Nach Erreichen der Lebenszeit der Reaktoren können die Schiffe wieder in die Werft geschleppt und dort rückgebaut oder mit neuen Modulen bestückt werden.

Zwei SMR sollen unter der Wasseroberfläche eingesetzt werden: Flexblue aus Frankreich (DCNS) und SHELF aus Russland (NIKIET). Beide befinden sich noch in einem frühen Designstadium, wobei DCNS ursprünglich schon 2013 in Cherbourg einen Prototypen bauen und 2016 die Auslieferung starten wollte /WNA 14/. Dieser Zeitplan konnte allerdings nicht eingehalten werden. Der Einsatz von SMR unter der Wasseroberfläche bietet die Möglichkeit einer zeitlich unbegrenzten Abfuhr der Nachwärme ohne Strom oder externe (Personal-)Maßnahmen, sowie einer geringeren Gefahr durch Einwirkungen von außen. Dabei sind die Kontrollräume für die SMR am Ufer des Gewässers aufgebaut.



**Abb. 3.1** Schematische Darstellung eines OSMR /BUO 14/

In /BUO 14/ wird ein Konzept eines sogenannten Offshore SMR (OSMR) des MIT<sup>27</sup> vorgestellt. Basis des OSMR ist eine am Meeresgrund vertäute schwimmende Platt-

<sup>27</sup> Massachusetts Institute of Technology

form, ähnlich einer Ölplattform. Sie soll einen Tiefgang von ca. 40 m und einen Durchmesser von 45 m besitzen. Das Gewicht soll bei ca. 21.000 t liegen. Der Reaktor, das Brennelementlagerbecken sowie das Maschinenhaus (Turbinendeck) sind unter der Wasseroberfläche angeordnet (siehe Abb. 3.1).

Der Reaktor selbst befindet sich im unteren Bereich des OSMR in einer Reaktorgrube, die von einer Hülle gebildet wird. Außerhalb dieser Hülle ist die Plattform geflutet und bildet dort eine nahezu unerschöpfliche Wärmesenke. Die Nachwärme aus dem Reaktor kann über sogenannte DRACS (*Direct Reactor Auxiliary Cooling System*) an das Meerwasser abgegeben werden. Über Flutventile kann die Reaktorgrube geflutet werden, um bei einem Kühlmittelverluststörfall das sich im unteren Teil des Sicherheitsbehälters (Sumpf) sammelnde Kühlmittel zu kühlen oder bei einem schweren Störfall die Integrität des Reaktordruckbehälters durch eine RDB-Außenkühlung zu gewährleisten /BUO 14/. Das DRACS sowie das Flutventil werden in der schematischen Darstellung in Abb. 3.1 gezeigt.

Als Reaktor soll ein SMR mit einer Leistung zwischen 200 und 300 MW<sub>el</sub> eingesetzt werden. Eine Option ist z. B. der Westinghouse SMR, dessen Einsatz in /BUO 14/ vorgestellt wird. Andere SMR Konzepte sind auch möglich. OSMR sollen ca. 8 bis 15 km von der Küste entfernt und aus Gründen der Sicherheit bei Tsunamis bei Wassertiefen von ca. 100 m eingesetzt werden /BUO 14a/.

### **3.3 Bauform und Modularität**

Die Bauform von SMR zeichnet sich durch eine hohe Kompaktheit aus. Der Einsatz kompakter Bauformen im SMR-Design fördert die Modularität der Konzepte. Dies führt zu großen Platzersparnissen, sodass die Reaktoren als Module in einer Fabrik gefertigt werden können, um dann später als Ganzes oder in wenigen Teilen an den Standort verbracht zu werden. Die begrenzte Anzahl Komponenten senkt hierbei die Kosten. Um Platz einzusparen, sehen zum Beispiel einige leichtwassergekühlte SMR Konzepte einen integralen Primärkreis vor (siehe Tab. 3.6). Hier befinden sich im Reaktordruckbehälter neben dem Kern auch die Dampferzeuger, die Hauptkühlmittelpumpen (sofern sie vorhanden sind), die Druckhalter sowie bei einigen Konzepten auch die Steuerstabsantriebe. Gerade die Integration der Dampferzeuger führt zu weit weniger großen Leitungsquerschnitten im Primärkreis. Ein großer Kühlmittelverluststörfall ist damit in den meisten Fällen konstruktionsbedingt ausgeschlossen.

Um auch die Wärmeübertragung auf kleinem Raum zu maximieren, werden in einigen Konzepten (z. B. CAREM, IMR, SMART, IRIS, NuScale, MRX) helikale Dampferzeuger eingesetzt, um bei geringer Höhe eine große Wärmeübertragerfläche zu erzielen. Experimente zur Verifizierung der Leistungsfähigkeit solcher Dampferzeuger wurden beispielsweise für das NuScale-Konzept am SIET in Piacenza, Italien, durchgeführt /WNN 14c/.

Auch die helikalen Dampferzeuger des IRIS-Reaktors waren Gegenstand von Experimenten am Standort SIET. In /PAP 14/ wurden in helikalen Dampferzeugern auftretende Dichtewelleninstabilitäten (Density Wave Oscillations) untersucht. /SAN 08/ beschreibt Experimente zur Bestimmung der Druckverluste in den Rohren bei ein- und zweiphasiger Strömung. Weitere einphasige Experimente finden sich in /DEA 14/, wobei hier die experimentellen Daten auch zur Validierung analytischer und numerischer (ANSYS Fluent) Modelle eingesetzt wurden.

Im RUTA-70 sowie im TWR sind Plattenwärmeübertrager vorgesehen, die die Wärme aus dem Primärkreis an den Sekundärkreis (RUTA-70) bzw. an den Zwischenkreislauf (TWR) abgeben.

Befinden sich auch die Steuerstabantriebe im Reaktordruckbehälter (CAREM, IRIS, mPower, Westinghouse SMR, MRX, SCOR600), sinkt die Gefahr eines Steuerstabauswurfs bei einer defekten Steuerstabalterung, da sich die Druckdifferenzen zwischen Ober- und Unterkante Steuerstab nicht mehr aus Umgebungs- und Primärkreisdruck, sondern nur noch aus der Höhendifferenz im Reaktordruckbehälter ergeben.

**Tab. 3.6** SMR mit integralem Primärkreis

Name	Land	P [MW <sub>el</sub> ]	Integraler Primärkreis	Kernkühlung	Helikale DE
4S	Japan	10/50	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
ABV-6M	Russland	6	Ja, Steuerstabantriebe außerhalb	Naturumlauf	k.A.
ACP-100	China	100	Ja, HKMP und DH an RDB angeschlossen	Zwangsumlauf	Nein
ALFRED	EU	125	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
ARC-100	USA	100	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
ASTRID	CEA	600	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
BREST-OD-300	Russland	300	Ja, wenn in Pool-Type-Bauart	Zwangsumlauf	k.A.
CAREM	Argentinien	27	Ja	Naturumlauf	Ja

Name	Land	P [MW <sub>el</sub> ]	Integraler Primärkreis	Kernkühlung	Helikale DE
CEFR	China	20	Pool-Type	Zwangskühlung	k.A.
ENHS	USA	50-75	Pool-Type	Naturumlauf	k.A.
IMR	Japan	350	Ja, Steuerstabantriebe außerhalb	Naturumlauf	Ja
IRIS	Internationales Konzept	335	Ja	Zwangsumlauf	Ja
LSPR	Japan	53	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
mPower	USA	180	Ja	Zwangsumlauf	Nein
MRX	Japan	30	Ja	Zwangsumlauf	Ja
NHR-200	China	-	Ja, Steuerstabantriebe außerhalb	Naturumlauf	k.A.
NIKA-70	Russland	15	Ja, HKMP an RDB angeschlossen, aber wenig Informationen	Zwangsumlauf	k.A.
NuScale	USA	45	Ja, Steuerstabsantriebe außerhalb	Naturumlauf	Ja
PB-AHTR	USA	410	Ja, System drucklos, HKMP und Steuerstabantriebe außerhalb	Zwangsumlauf	k.A.
PEACER	Südkorea	300-550	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
PFBR-500	Indien	500	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
PRISM	USA	311	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
RAPID/L	Japan	0,2/1	Pool-Type, HKMP außen	Zwangsumlauf	k.A.
RITM-200	Russland	50	Ja, HKMP an RDB angeschlossen, Steuerstabantriebe außerhalb	Zwangsumlauf	Nein
RUTA-70	Russland	-	Pool Type	Freie- & Zwangskonvektion	-
SCOR600	Frankreich	630	Ja	Zwangsumlauf	Nein
SMART	Südkorea	100	Ja, Steuerstabantriebe außerhalb	Zwangsumlauf	Ja
SmAHTR	USA	50	Ja, System drucklos, HKMP und Steuerstabantriebe außerhalb	Zwangsumlauf	k. A.
SSTAR/STAR-H2/STAR-LM	USA	20/175	Pool-Type	Naturumlauf	k.A.
SVBR-100/10	Russland	101,5/12	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
TMSR	China	100	Ja, System drucklos, HKMP und Steuerstabantriebe außerhalb	Zwangsumlauf	k. A
TWR	USA	500	Pool-Type	Zwangsumlauf	k.A.
VK-300	Russland	250	Ja, Steuerstabantriebe außerhalb	Naturumlauf	Siedewasserreaktor
Westinghouse SMR	USA	225	Ja	Zwangsumlauf	Nein

Bei verschiedenen russischen Konzepten, bei denen der Kern durch eine Zwangskonvektion gekühlt wird, sind die Hauptkühlmittelpumpen außerhalb des Reaktordruckbehälters angebracht. Um die Anzahl der Flansche zu minimieren, werden die Pumpen über koaxiale Leitungen an den Reaktordruckbehälter angeschlossen, sodass Kühlmitein- und Austritt über nur eine Verbindung realisiert sind.

Auch in den flüssigmetallgekühlten Reaktoren befinden sich die Hauptbestandteile des Primärkreises im Reaktorbehälter. Dazu zählen die Hauptkühlmittelpumpen sowie die Wärmeübertrager in den Zwischen- bzw. Sekundärkreisläufen. Der Primärkreis steht unter Umgebungs- bzw. nur geringem Überdruck. Man spricht hier von einem sogenannten Pool-Type-Reaktor. Fast alle betrachteten flüssigmetallgekühlten SMR sind von diesem Typ, lediglich der ANGSTREM ist vom Loop-Type und bei der G4M-Anlage ist keine Information hierzu verfügbar.

Die mit Salzschnmelze gekühlten Reaktoren werden in etwa bei Umgebungsdruck betrieben und werden, sofern sie feste Brennstoffe verwenden, als integrale Reaktoren konzipiert. Sie besitzen meist nur Durchführungen für die Antriebe der Steuerstäbe und Kühlmittelpumpen im Deckelbereich. Die Reaktorbehälter werden meist von Schutzbehältern mit Salzschnmelze gefülltem schmalen Zwischenraum umgeben. Damit werden selbst bei Leckagen des Reaktorbehälters größere Verluste an Kühlmittel verhindert.

### **3.4 Kühlung des Reaktorkerns**

In vielen der betrachteten SMR Konzepte wird der Kern über einen Naturumlauf ohne Hauptkühlmittelpumpen gekühlt. Damit sind einige in SMR mit erzwungener Konvektion potentiell zu unterstellende anormale Betriebszustände bzw. Störfälle ausgeschlossen. Dazu zählt u. a. der Ausfall einer oder mehrerer Hauptkühlmittelpumpen oder auch der Bruch einer Hauptkühlmittelpumpenwelle.

Im Gegensatz zur Zwangskonvektion durch Pumpen muss sich der Nennmassenstrom durch den Kern bei einem Naturumlauf während des Anfahrens erst einstellen. Dabei kann es bei wassergekühlten Reaktoren beim Übergang von einphasigem zu zweiphasigem Naturumlauf zu Instabilitäten kommen. In /DIX 13/ wurde dieses Phänomen anhand des IMR-Konzepts mit einer Versuchsanlage untersucht. Die von MHI für den IMR vorgesehenen Anfahrtransienten wurden für die Testanlage herunterskaliert und ohne sowie mit Berücksichtigung des Void-Koeffizienten betrachtet.

**Tab. 3.7** SMR mit Naturumlauf

Reaktor	Typ	Hersteller	Land	Thermische Leistung [MW <sub>th</sub> ]
ABV-6M	LWR	OKBM Afrikantov	Russland	38
CAREM	LWR	CNEA	Argentinien	100
ELENA	LWR	Kurchatov Institut	Russland	3,3
IMR	LWR	MHI	Japan	1.000
NHR-200	LWR	Tsinghua University	China	200
NuScale	LWR	NuScale Power Inc.	USA	160
RUTA-70*	LWR	NIKIET	Russland	70
UNITHERM	LWR	RDIPPE	Russland	30
VK-300	LWR	RDIPPE	Russland	750
HOLTEC SMR-160	LWR	HOLTEC	USA	k.A.
AHWR300-LEU	HWR	BARC	Indien	920
ENHS	LMR	University of Calif.	USA	125 - 180
STAR-LM	LMR	ANL	USA	400
STAR-H2	LMR	ANL	USA	400
SSTAR	LMR	ANL/Lawrence Livermore	USA	45

\* Umschaltung Natur-/Zwangsumlauf nach Last:  $P_{\text{Nenn}} < 50 \% \rightarrow$  Naturumlauf,  $50 \% < P_{\text{Nenn}} < 100 \% \rightarrow$  Zwangsumlauf

Die Versuchsdurchführung startete bei einem Kühlmitteldruck von 0,1 MPa und ca. 40 °C. Es wurde durch die Heizstäbe mit einer Leistung von 2,7 kW erwärmt, bis der Druck in der Steigleitung 0,5 MPa betrug. Anschließend wurden verschieden große Leistungsrampen gefahren (0,17 kW/h, 0,93 kW/h, 1,93 kW/h). Dabei etablierte sich in den ersten 7.500 s ein einphasiger Naturumlauf. Danach begann das Kühlmittel zu sieden. Während des zweiphasigen Naturumlaufs konnten bis zu einem Druck von 0,15 MPa kondensationsinduzierte Oszillationen (speziell: *Density Wave Oscillations*, (*DWO*), *Geysiering*) beobachtet werden /DIX 13/.

In /DIX 13/ ist der ablaufende Mechanismus wie folgt erklärt: Während sich diese Blasen nach oben in Richtung Kernaustritt bewegen, werden sie aufgrund des abnehmenden geostatischen Drucks und des weiteren Wärmeeintrags im Kern immer größer. Sobald sie aus dem Kern heraus in die Steigleitung gelangen, gelangen sie in das dort noch unterkühlte Kühlmittel. Die Dampfblasen kondensieren. Dadurch wird unterkühlte Flüssigkeit aus der Steigleitung in den Kern eingesaugt. Die Kühlmitteltemperatur nimmt im Kern daraufhin ab, weiteres Sieden wird unterdrückt und die Strömungsgeschwindigkeit verringert sich. Sobald sich die Temperatur im Kern wieder erhöht hat, beginnt das Kühlmittel erneut zu sieden und der Vorgang beginnt von vorn. Die Periodendauern der Oszillationen betragen in den Experimenten 150 bis 200 s /DIX 13/.

Die Dichteunterschiede zwischen flüssiger und gasförmiger Phase nehmen mit zunehmendem Druck ab, wodurch die Oszillationen abklingen. Ab 0,15 MPa sind keine Instabilitäten mehr zu beobachten. Ein Einfluss der verschiedenen Aufheizraten konnte bei diesen Experimenten nicht festgestellt werden. Bei der zusätzlichen Betrachtung des Void-Koeffizienten wurden neben Oszillationen in Dampfgehalt und Geschwindigkeit auch Schwingungen in der Leistung festgestellt, allerdings nur mit geringer Amplitude /DIX 13/.

### 3.5 Aufbau und Eigenschaften der Reaktorkerne

SMR lassen sich hinsichtlich ihrer Kerneigenschaften zunächst in Reaktoren mit thermischem (LWR, HWR, MSR und GCR) und schnellem Neutronenspektrum unterteilen (GCR und LMR). Weitere wichtige Parameter sind die Brennelementgeometrie, die verwendeten Kühlmittel und Moderatoren, verbaute Strukturmaterialien, der verwendete Brennstoff, die geplante Zyklusdauer, der geplante Abbrand, die Anreicherung sowie Maßnahmen zur Kompensation der Überschussreaktivität und der Regelung der Leistung. In Tab. 3.8 sind die genannten Eigenschaften der SMR Konzepte in Abhängigkeit von den genannten SMR Typen zusammengestellt.

**Tab. 3.8** Eigenschaften von Reaktorkernen der SMR Typen

Arten	LWR	HWR	MSR	GCR	GCR	LMR
Neutronenspektrum	thermisch				schnell	
Kühlmittel	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O/D <sub>2</sub> O	Salzschmelze	He, N <sub>2</sub>	He, CO <sub>2</sub>	Pb, LBE, Na
Brennstoff	U	U, Th	U, Th	U, Th	U	U, Pu
Zyklusdauern	ab 12-22 Monate, max. 22-48 Monate			18-24 Monate	4-5, max. bis zu 30 Jahre	
Geplanter Abbrand	15-90 MWd/kg	7-40 MWd/kg	-	ca. 70 MWd/kg	70-110 MWd/kg	60-100 MWd/kg
Geplante Anreicherungen	bis max. 20 %				bis max. 20 % vereinzelt bis zu 50 %**	
Moderator	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Graphit		-	
BE-Gitter	quadratisch, hexagonal	hexagonal	geschmolzenes Salz, kugelförmig	Hexagonal-Block, Kugelförmig	Hexagonal-Block	hexagonal
Strukturmaterialien						
Brennstabhülle	Zirkaloy, Zr-Nb, E110	Zirkaloy	-	Stahl, Graphit, SiC	Stahl	Stähle: HT-9, Fe-Cr-Al, D9, EP-823
Reflektor	Wasser, Stahl	D <sub>2</sub> O	Graphit	Graphit, BeO	Be <sub>2</sub> C	Stahl, Edelstahl
Steuerstäbe	Ag-In-Cd, B <sub>4</sub> C, B <sub>4</sub> O, Dy <sub>2</sub> Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub>	B <sub>4</sub> C	B <sub>4</sub> C	B <sub>4</sub> C	B <sub>4</sub> C, Hf	B <sub>4</sub> C, Hf

Arten	LWR	HWR	MSR	GCR	GCR	LMR
abbrennbare Absorber	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , B <sub>4</sub> C, IFBA, Er	-	-	-	-	-
Kompensation Überschussreaktivität / Leistungsregelung	Borsäure, abbrennbare Absorber, Regelstäbe	Borsäure Regelstäbe	Regelstäbe	Regelstäbe	Regelstäbe	Regelstäbe, bewegliche Reflektoren

Die betrachteten SMR unterscheiden sich hinsichtlich ihres **Neutronenspektrums**. Dabei nutzen die LWR, HWR, MSR sowie einige GCR ein thermisches Spektrum, während einige andere GCR sowie alle LMR ein schnelles Neutronenspektrum verwenden. Die für das thermische Spektrum notwendigen **Moderatoren** sind leichtes Wasser (LWR), schweres Wasser (HWR) sowie Graphit (MSR und GCR). Verwendete **Kühlmittel** sind leichtes Wasser (LWR und HWR; bei LWR gleichzeitig Moderator), Salzschnmelzen (MSR), He, N<sub>2</sub> und CO<sub>2</sub> (GCR) sowie Pb, LBE und Na (LMR).

In allen betrachteten SMR Konzepten wird als **Brennstoff** <sup>235</sup>U in verschiedenen Anreicherungen verwendet. Alternativ dazu ist auch <sup>232</sup>Th vorgesehen, das sich bei Absorption eines Neutrons zu <sup>233</sup>Th und nach zweimaligem β<sup>-</sup>-Zerfall über <sup>233</sup>Pa zu <sup>233</sup>U umwandelt, das dann seinerseits als Brennstoff fungiert. Thorium wird in HWR, MSR und GCR (nur thermische) verwendet. Weiterhin werden in den schnellen flüssigmetallgekühlten Reaktoren (LMR) auch verschiedene Isotope des Plutoniums verbrannt.

Die **Anreicherungen** des Brennstoffs in den Kernen der SMR unterscheiden sich zwischen den verschiedenen Konzepten. In Tab. 3.9 sind in Ergänzung zu Tab. 3.8 die LWR, HWR, GCR sowie LMR SMR Konzepte aufgelistet, die jeweils eine Anreicherung (a) von weniger als 5 %, zwischen 5 % und 20 % sowie größer als 20 % besitzen.

**Tab. 3.9** Anreicherungen des Brennstoffs

Anreicherung	a ≤ 5 %	5 % < a ≤ 20 %	a > 20 %
LWR*	CAREM, FBNR, CNP-300, Flexblue, IMR, SMART, VK-300, VBER-300, WWER-300, IRIS, mPower, NuScale, Westinghouse SMR, MRX, NP 300, NHR-200, ACP-100, RUTA-70	ABV-6M, SHELF, RITM-200, KLT-40S, UNITHERM, ELENA, NIKA-70, TRIGA	-
HWR*	PHWR-220	AHWR 300-LEU	-
GCR*	-	HTR-PM, GTHTR, PBMR, U-Battery, SC-GFR, Em <sup>2</sup>	-
LMR**	-	CEFR***, 4S, SVBR-100, PRISM, G4M, ENHS, ACR-100, LSPR, RAPID, SVBR-10, TWR, PEACER	CEFR***, PFBR-500, RAPID-L, ANGSTREM

\* nur <sup>235</sup>U

\*\* sowohl <sup>235</sup>U als auch Pu

\*\*\* je nach Brennstoffwahl verschieden

Anreicherungen mit  $^{235}\text{U}$  unter 20 % – wie sie bei LWR, HWR und GCR SMR Konzepten vorgesehen sind – gelten als niedrig angereicherter und damit nicht waffenfähiger Brennstoff. Bei den LWR liegt die Anreicherung sogar unter fünf Prozent, bis auf einige russische Konzepte, die ihren Ursprung im U-Boot sowie Eisbrecherbau haben. Während der PHWR-220 Natururan mit 0,7 %  $^{235}\text{U}$  verwendet, liegt die Anreicherung des Urans beim AHWR300-LEU bei 19,75 %. Zusätzlich ist hier auch Thorium vorhanden, aus dem während des Betriebs  $^{233}\text{U}$  erbrütet wird, sodass der mittlere Anteil spaltbaren Materials im Kern bei ca. 4,21 % liegt. Auch die gasgekühlten Reaktoren benötigen eine höhere Anreicherung, da hohe Abbrände erzielt werden sollen und dazu die reaktivitätsmindernde Wirkung der Spaltprodukte kompensiert werden muss. Bei den flüssigmetallgekühlten beziehen sich die Angaben in Tab. 3.9 sowohl auf die Menge an  $^{235}\text{U}$  sowie  $\text{Pu}$ . Auch einige gas- oder salzschmelzegekühlte Reaktoren werden für den Einsatz diverser Brennstoffe entwickelt. Dabei kann es sich beispielsweise um waffenfähiges Plutonium oder ein Isotopengemisch aus rezykliertem abgebranntem Brennstoff aus Leichtwasserreaktoren handeln.

Die im Kern verwendeten **Brennelementgitter** können hexagonal, quadratisch oder kugelförmig sein. Weiterhin sind sogenannte Blockstrukturen möglich (vornehmlich bei GCR) in denen zumeist aus Graphit gefertigte hexagonale Blöcke mit für den Brennstoff und das Kühlmittel vorgesehenen Bohrungen den Kern bilden.

Werden Brennstäbe verwendet, so bestehen deren **Hüllrohre** zumeist aus Zirkoniumlegierungen, die auf die Neutronenökonomie im Kern so gut wie keinen Einfluss haben. Da diese Legierungen für die hohen Temperaturen in GCR sowie LMR nicht geeignet sind, werden hier vornehmlich Stähle und keramische Werkstoffe verwendet.

Eingesetzte Materialien für **Reflektoren** sind Wasser, Stahl (LWR), schweres Wasser (HWR), Graphit,  $\text{BeO}$  (thermische GCR). Neu sind hier vor allem die in den GCR, MSR und LMR eingesetzten Materialien, die im Gegensatz zu den in LWR verwendeten Materialien ihre Festigkeit auch bei deutlich höheren Temperaturen aufrechterhalten müssen. So liegen bei den LWR die Kernaustrittstemperaturen beispielsweise zwischen 300 °C und 350 °C, während sie bei den GCR zwischen 850 °C und 1.000 °C, bei den LMR bei 400 °C bis 550 °C (vereinzelt bis zu 800 °C) und bei MSR zwischen 900 °C und 700 °C liegen.

In SMR werden im Wesentlichen die gleichen Systeme zur Regelung von Leistung und Reaktivität im Kern verwendet, wie auch in anderen Reaktoren. Zur kurzfristigen Leis-

tungsregelung setzen die meisten Konzepte auf **Steuerstäbe**. Eine alternative Möglichkeit ist hier die ausschließliche Nutzung der Reaktivitätsrückkopplungen des Kerns (z. B. ARC-100 oder LSPR). Beim russischen ELENA- und UNITHERM-Konzept wird überschüssige Energie, die nicht benötigt wird, über dafür vorgesehene Wärmeübertrager an die Umgebung abgegeben. Der Kern sieht die Leistungsänderungen somit nicht und bleibt immer auf dem gleichen Leistungsniveau, wodurch natürlich der Wirkungsgrad sinkt. Weitere Möglichkeiten sind die Einspeisung von flüssigem Absorber in dafür vorgesehene Kanäle im Kern (RAPID, RAPID-L, PHWR-200), das Verfahren von den Kern umgebenden Reflektoren (z. B. 4S) sowie das Verfahren von Regelzylindern in den äußeren Reflektoren (z. B. EM<sup>2</sup>).

In Ergänzung zu Tab. 3.8 sind in Tab. 3.10 alle LWR-basierten SMR Konzepte aufgelistet, bei denen die Nutzung nach aktuellem Erkenntnisstand abbrennbare Absorber eingesetzt werden. Sie dienen der Kompensation der Überschussreaktivität. In Tab. 3.10 ist auch das Material der Steuerstäbe angegeben. Als **Steuerstabmaterial** ist  $B_4C$  weit verbreitet, es wird gegenwärtig u. a. in SWR eingesetzt. Als keramischer Werkstoff widersteht es hohen Temperaturen. Weitere Materialien für die Steuerstäbe sind Silber-Indium-Cadmium-Legierungen (*Ag In-Cd*) sowie stellenweise auch Dysprosumtitanat ( $Dy_2Ti_2O_7$ ). Letzteres wird im VBER-300 sowie im WWER-300 verwendet. Hafnium ist als Absorber in den Stäben des 4S enthalten, Erbium wird in einigen SMR für die Langzeitregelung eingesetzt.

**Tab. 3.10** LWR mit abbrennbaren Absorbern

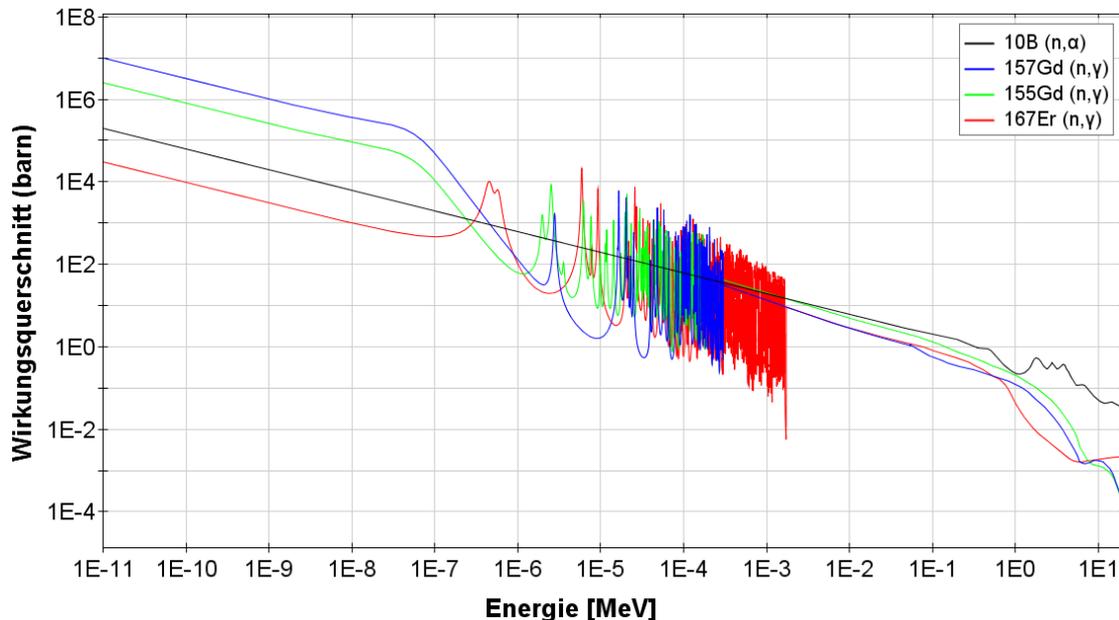
Reaktor	Land	Systeme zur Leistungssteuerung	Steuerstabmaterial	Absorber im Brenn-Brennstoff/Kühlmittel
CAREM	Argentinien	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	Ag In-Cd	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
CNP-300	China	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber, Borsäure	Ag In-Cd	Gd, H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>
Flexblue	Frankreich	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	k.A.	Gd-basiert
IMR	Japan	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber, Borsäure	B <sub>4</sub> C	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>
IRIS	Internationales Konzept	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber, Borsäure	Ag In-Cd	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> , IFBA, Er
KLT-40S	Russland	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	Dy <sub>2</sub> Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub> , B <sub>4</sub> C	Gd-basiert, Cd(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>
mPower	USA	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	Ag In-Cd, B <sub>4</sub> C	Gd
MRX	Japan	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	B <sub>4</sub> O	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>

Reaktor	Land	Systeme zur Leistungssteuerung	Steuerstabmaterial	Absorber im Brennstoff/Kühlmittel
NHR-200	China	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	k.A.	Gd
NIKA-70	Russland	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	k.A.	k.A.
NuScale	USA	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber, Borsäure	k.A.	Gd, H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>
RUTA-70	Russland	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	k.A.	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
SCOR600	Frankreich	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	k.A.	k.A.
SMART	Südkorea	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber, Borsäure	Ag In-Cd	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -B <sub>4</sub> C, Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>
TRIGA	USA	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	k.A.	k.A.
UNITHERM	Russland	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	Dy <sub>2</sub> Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub> , B <sub>4</sub> C	Gd, B, H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>
VK-300	Russland	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber	k.A.	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
VBER-300	Russland	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber, Borsäure	Dy <sub>2</sub> Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub> , B <sub>4</sub> C	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>
Westinghouse SMR	USA	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber, Borsäure	k.A.	Gd, H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>
WWER-300	Russland	Steuerstäbe, abbrennbare Absorber, Borsäure	Dy <sub>2</sub> Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub> , B <sub>4</sub> C	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>

Um die hohen Zykluszeiten zu erreichen, wird der Kern mit einer hohen Überschussreaktivität ausgestattet, die unter anderem durch Borsäure im Kühlmittel kompensiert wird. Dabei muss beachtet werden, dass mit steigender Borkonzentration die Wirkung der negativen Temperaturrückkopplung im Kern durch das Kühlmittel verschlechtert wird. In vielen Konzepten wird daher auf Borsäure verzichtet und die Überschussreaktivität durch abbrennbare Absorber im Kern kompensiert. Hierdurch werden Reaktivitätsstörfälle vermieden.

Als **abbrennbare Absorber** kommen die Materialien Gadolinium und Erbium, vor allem in Form der Oxide  $Gd_2O_3$  und  $Er_2O_3$  zum Einsatz. Sie sind entweder dem Brennstoff selbst zugemischt (z. B. CAREM) oder befinden sich in separaten Absorberstäben in den Brennelementen (z. B. KLT-40S, UNITHERM). Ein weiteres Material ist  $ZrB_2$ , auch IFBA (*Integral Fuel Burnable Absorber*) genannt, das in Kombination mit Erbium im IRIS-Konzept vorgesehen ist. Tab. 3.10 listet alle LWR-basierten SMR Konzepte auf, die nach derzeitigem Erkenntnisstand abbrennbare Absorber nutzen. Im Brennstoff gasgekühlter und Salzschnmelzereaktoren, die während des Betriebs nicht kontinuierlich mit frischem Brennstoff beladen werden, wird zur Erzielung langer Zykluszeiten die hohe Überschussreaktivität mit abbrennbaren Neutronengiften kompensiert.

In /FRA 09/ sind für das IRIS-Konzept die Eigenschaften der verschiedenen abbrennbaren Absorber Erbium, Gadolinium sowie IFBA untersucht worden. Danach eignen sich  $Er_2O_3$  und  $Gd_2O_3$  gut zur Verstärkung negativer Reaktivitätsrückkopplungen, da die absorbierenden Isotope  $^{167}Er$  sowie  $^{155}Gd$  und  $^{157}Gd$  Resonanzbereiche für epithermische Neutronen besitzen (siehe Abb. 3.2).



**Abb. 3.2** Absorptionsquerschnitt verwendeter Absorbermaterialien /JAN 14/

Wird  $Er_2O_3$  und  $Gd_2O_3$  dem Brennstoff beigemischt, verdrängt der Absorber den Brennstoff ( $UO_2$ ) aus dem Gefüge. Dies hat einen negativen Einfluss auf die erreichbare Überschussreaktivität. Weiterhin muss bei einem  $Gd_2O_3-UO_2$  Stab die Anreicherung an  $^{235}U$  verringert werden. Das ist erforderlich, da nur so bei der schlechteren Wärmeleitfähigkeit von  $Gd_2O_3-UO_2$  im Vergleich zu reinem  $UO_2$  die maximal zulässigen Brennstofftemperaturen eingehalten werden können /FRA 09/.

Der im IRIS Konzept eingesetzte IFBA Absorber wird auf die Brennstaboberfläche aufgetragen und bildet dort eine dünne Hülle, die das Brennstoffgefüge nicht beeinflusst. Weiterhin verbrennt das  $^{10}B$  im Absorber vollständig. Im Gegensatz hierzu verbrennt das Gadolinium und Erbium nicht vollständig. Daher verringern diese Absorber die Zykluslänge. Wie in Abb. 3.2 dargestellt, besitzt Bor keinen Resonanzbereich, sodass die negativen Reaktivitätsrückkopplungen durch IFBA-Absorber nicht verstärkt werden. Im IRIS-Konzept wird daher sowohl IFBA als auch Erbium in Form von  $Er_2O_3$  im Kern verwendet um die Vorteile beider Absorber zu nutzen. Das verstärkt die negativen Temperaturreckkopplungen im Kern und hat einen geringen negativen Einfluss auf die Länge des Brennelementzyklus, da weniger Erbium verwendet werden kann /FRA 09/.

Bei schnellen Reaktoren werden die langen Brennelementzyklen durch Brutreaktionen im Kern erreicht. Während des Betriebs wird stetig neues spaltbares Material erzeugt (z. B. aus  $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ ,  $^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U}$ ), wodurch die Brennstoffausbeute drastisch ansteigt. Daneben sind einige Konzepte explizit dafür ausgelegt, Transurane zu verbrennen. Zu nennen sind hier vor allem der PRISM von GE-Hitachi oder der PEACER von NuTreck, die im Wesentlichen genau zu diesem Zweck entwickelt wurden.

## 4 Sicherheitstechnische Besonderheiten von SMR

Die Störfälle von Three Miles Island in den USA, Tschernobyl in der Ukraine und Fukushima in Japan zeigten, dass das Risiko für Menschen und Umwelt bei Unfällen von der Auslegung der Anlagen abhängt.

Im Nachgang der beiden erstgenannten Unfälle schlossen sich in den Jahren 1991/92 fünf große europäische Stromversorgungsunternehmen zusammen und erstellten unter der Schirmherrschaft der Europäischen Kommission das *European Utilities Requirements Document* (EUR), in dem detailliert die Anforderungen an die Auslegung zukünftiger Leichtwasserreaktoren herausgearbeitet werden. Im Dialog mit den europäischen Genehmigungsbehörden soll auf der Grundlage des EUR eine Harmonisierung der Regelwerke angestrebt werden, die es Herstellern ermöglicht, für einen größeren Markt standardisierte Produkte zu entwickeln /EUR 12/. Wie auch das *Utility Requirements Document* (UID), das im Auftrag amerikanischer Stromerzeuger vom Electric Power Research Institute mit ähnlicher Zielsetzung erarbeitet wurde, wird das EUR entsprechend dem Fortschritt von Wissenschaft und Technik fortgeschrieben. Allgemeine Sicherheitsgrundsätze für neue Kernreaktoren werden in internationaler Zusammenarbeit unter der Schirmherrschaft der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) aufgestellt /IAE 12a/.

Im Hinblick auf die bevorstehenden Neubauten von Kernkraftwerken innerhalb Europas entwickelte die *Western European Nuclear Regulators Association* (WENRA) eine gemeinsame Position hinsichtlich der Ansprüche an die Sicherheit der neuen Anlagen. Diese wurden in den *Safety objectives for new power reactors* zusammengestellt und 2010 mit der Aufforderung zur Kommentierung veröffentlicht. Die Anforderungen wurden nach Diskussion der eingegangenen Kommentare endgültig formuliert und in /WEN 10/ zusammengefasst.

Im Jahre 2001 gründete sich auf Initiative des amerikanischen Energieministeriums (Department of Energy, DOE) das „Generation IV International Forum“ (GIF), um grundsätzliche Forschungsarbeiten zur Entwicklung neuer Reaktorkonzepte der 4. Generation koordiniert durchzuführen. Dabei stehen, mit Ausnahme des „Super Critical Light Water Reactor“ (SCLWR), Reaktorkonzepte im Focus, die andere Kühlmittel als Wasser einsetzen. Es ist das Ziel, Demonstrationsanlagen innerhalb der nächsten

10 Jahre zu errichten und die kommerzielle Nutzung ab 2030 zu ermöglichen. Die in Tab. 4.1 aufgelisteten übergeordneten Entwicklungsziele sollen dabei verfolgt werden.

**Tab. 4.1** Übergeordnete Entwicklungsziele des GIF /GEN 14a/

Übergeordnetes Ziel	Erläuterung
Nachhaltigkeit	Stromerzeugung mit minimaler Belastung der Atmosphäre Hohe Brennstoffausnutzung und Minimierung radioaktiver Abfälle
Wirtschaftlichkeit	Vorteilhafte Lebenszykluskosten Vergleichbare finanzielle Risiken wie für andere Projekte des Energiesektors
Sicherheit und Zuverlässigkeit	Hohe Sicherheit und Zuverlässigkeit im Anlagenbetrieb Sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeit und begrenztes Ausmaß von Kernschäden Keine Notwendigkeit für Unfallvorsorge außerhalb des Anlagengeländes
Sicherheit gegen Proliferation und physischer Schutz	Hohe Hürden gegen Abzweigung und Diebstahl von waffenfähigem Spaltstoff Erweiterte Vorsorge gegen terroristische Angriffe

Grundlage für die sicherheitstechnische Betrachtung von SMR in dieser Studie sind die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit /BMU 12/ sowie eine Stellungnahme der Reaktorsicherheitskommission (RSK) von 2013 zum *RSK-Verständnis der Sicherheitsphilosophie* /RSK 13/. In diesem Bericht werden die verschiedenen betrieblichen und sicherheitstechnischen Systeme der betrachteten SMR Konzepte gemäß des in /BMU 12/ beschriebenen gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts kategorisiert. In diesem Kapitel werden die wesentlichen Bausteine der Sicherheitsgrundsätze für die Auslegung nach deutschem Regelwerk, das Schutzzielkonzept und das Ebenenkonzept in Kapitel 4.1 vorgestellt. Anschließend werden die in den SMR Konzepten vorgesehenen Systeme und Maßnahmen der ersten vier Sicherheitsebenen in den Kapiteln 4.2 bis 4.4 zusammengestellt. Dabei werden Systeme, die prinzipiell auf gleichen physikalischen und technischen Grundlagen basieren in Gruppen zusammengefasst.

Auf dieser Basis wird in den folgenden Kapiteln eine erste Spiegelung der Systeme und Maßnahmen des Sicherheitskonzeptes der SMR an den aktuellen Anforderungen aus dem deutschen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren gegeben. Diese Einschätzung ist auf Grund der an vielen Stellen rudimentären Informationsbasis sowie der stark unterschiedlichen Entwicklungsstände der Konzepte ein erster Schritt und betrifft noch viele offene Punkte. Eine Bewertung der SMR Konzepte hinsichtlich der Erfüllung der für zukünftige KKW aufgestellten Kriterien und Anforderungen der GIF erfordern

neben fertigen Konzepten umfangreiche detaillierte Analysen. Hierfür reichen die vorliegenden Informationen nicht aus. Des Weiteren gibt es Defizite bzgl. der zur Simulation von SMR in den Analysetools verwendeten Modellen und deren Validierung.

#### **4.1 Sicherheitsgrundsätze für die Auslegung nach deutschem Regelwerk**

##### **Schutzzielkonzept**

In deutschen Kernkraftwerken müssen zum Schutz der Bevölkerung, des im Kraftwerk arbeitenden Personals sowie der Umwelt die drei nachfolgend aufgeführten *Schutzziele* /BMU 12/ eingehalten werden. Diese sind:

- **Die Kontrolle der Reaktivität**
  - Beschränkung auf zulässige Reaktivitätsänderungen,
  - Abschaltbarkeit sowie ein Unterkritischhalten des Kern muss möglich sein,
  - Unterkritikalität bei Lagerung/Handhabung benutzter/unbenutzter Brennelemente muss sichergestellt sein.
  
- **Die Kühlung der Brennelemente**
  - Ausreichender Umfang an Kühlmittel und Wärmesenken,
  - Wärme aus dem Kern muss an die Wärmesenke zuverlässig übertragen werden können,
  - Sicherstellung der Wärmeübertragung aus dem Brennelementlagerbecken.
  
- **Der Einschluss radioaktiver Stoffe**
  - Sicherstellung der Barrierenwirksamkeit,
  - Sicherstellung der schnellen Wiederherstellung der Barrieren Reaktorkühlkreislauf sowie Sicherheitsbehälter.

##### **Ebenenkonzept**

Zur Erfüllung der zuvor genannten Schutzziele wurde ein sogenanntes *gestaffeltes Sicherheitsebenenkonzept* eingeführt. Ereignisse, die zu einer Verletzung der Schutzziele führen können, sind entsprechend ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit einer Sicherheitsebene zugeordnet. Eine Liste der zugeordneten Ereignisse für DWR und SWR findet sich im Anhang 2 *Zu berücksichtigende Ereignisse* von /BMU 12/. Für andere

Reaktorkonzepte, wie z. B. GCR, MSR, LMR sind analoge Ereignisse herzuleiten. Kommt es zu Fehlfunktionen in den Systeme und Maßnahmen einer Ebene, gewährleistet die Staffelung eine Beherrschung in der nächsten (siehe Sicherheitsanforderungen Seite 8). Vorgelagerte Ebenen beinhalten auch Systeme und Maßnahmen zur Vermeidung von Ereignissen, die den späteren Ebenen zugeordnet sind. Eine Liste der Sicherheitsebenen ist in Tab. 4.2 dargestellt.

**Tab. 4.2** Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen /BMU 12/

Ebene	Bezeichnung	Aufgaben der Maßnahmen und Systeme	Orientierungswerte zur Eintrittswahrscheinlichkeit nach /RSK 13/
1	Normalbetrieb	Vermeiden von Störungen	-
2	Anormaler Betrieb	Beherrschung von Störungen Vermeidung von Störfällen	$P_{\text{Ein}} > 10^{-2} /a$
3	Störfälle	Beherrschung von Störfällen Vermeiden des Eintretens von Ereignissen, die zu einem Mehrfachversagen führen	$10^{-2} /a > P_{\text{Ein}} > 10^{-5} /a$
4a	Sehr seltene Ereignisse	Beherrschung sehr seltener Ereignisse	$P_{\text{Ein}} < 10^{-5} /a$
4b	Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen	Präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Vermeiden schwerer Brennelementschäden	
4c	Unfälle mit schweren Brennelementschäden	Mitigative Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters Ausschluss/Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung Ziel: Langfristig kontrollierbarer Anlagenzustand	

Sind Maßnahmen und Systeme mehreren Sicherheitsebenen zugeordnet, dann gelten die Anforderungen der Sicherheitsebene mit den höchsten Anforderungen. Weiterhin darf ein Einzelfehler oder menschliches Fehlverhalten bei Maßnahmen und Systemen der Ebenen 1 bis 3 die Maßnahmen und Systeme der nachfolgenden Ebenen nicht beeinflussen. Die in der Sicherheitsebene 4 vorhandenen Maßnahmen und Systeme können gegebenenfalls durch geeignete Maßnahmen und Systeme der vorangegangenen Ebenen ergänzt werden.

#### 4.2 Maßnahmen und Systeme der Sicherheitsebenen 1 und 2

In diesem Kapitel werden für die verschiedenen SMR Konzepte die Maßnahmen und Systeme der Sicherheitsebenen 1 und 2 zusammenfassend dargestellt. Dies erfolgt typenspezifisch und beginnt mit den leichtwassergekühlten SMR Konzepten. Es folgen

die Angaben zu den schwerwassermoderierten, den gas- und flüssigmetallgekühlten sowie den Salzschnelze-SMR Konzepten.

#### **4.2.1 Leichtwassergekühlte SMR Konzepte**

Zur Vermeidung von Störungen und Störfällen besitzen die betrachteten leichtwassergekühlten SMR unter anderem die folgenden Auslegungsmerkmale und Sicherheitseigenschaften:

- negative Reaktivitätskoeffizienten (Kühlmittel- und Brennstofftemperatur, Void),
- geringe Leistungsdichte, großes Kühlmittelvolumen,
- Kernkühlung durch Naturkonvektion,
- keine großen Rohrdurchführungen (integraler Reaktor),
- kurze koaxiale Anschlussstutzen,
- integrale Steuerstabantriebe,
- wellenlose Hauptkühlmittelpumpen,
- dichtungsfreie Hauptkühlmittelpumpen,
- eingehauste Hauptkühlmittelpumpen und
- geringer Kühlmitteldruck (nur RUTA-70).

Alle auf der Leichtwassertechnologie basierenden SMR Konzepte besitzen einen negativen Reaktivitätskoeffizienten der Temperatur, sowohl für das Kühlmittel als auch für den Brennstoff sowie einen negativen Voidkoeffizienten. Einige Konzepte verzichten sogar vollständig auf Borsäure im Primärkreis zur Kompensation der Überschussreaktivität, um Deborierungsstörfälle bereits bei der Auslegung der Anlage auszuschließen. Statt Bor werden in den betrachteten SMR verstärkt abbrennbare Gifte in den Brennelementen eingesetzt, deren Konzentration mit steigendem Abbrand immer kleiner wird und so für die Überschussreaktivitätskompensation eingesetzt werden können. In Tab. 4.3 sind alle betrachteten leichtwassergekühlten SMR Konzepte angegeben, die Borsäure und/oder abbrennbare Absorber im Brennstoff verwenden, um die Überschussreaktivität zu kompensieren. Gleichzeitig sind auch, sofern bekannt, die geplanten mittleren Abbrände der Kerne sowie die geplante Brennelementzykluslänge aufgeführt.

**Tab. 4.3** Zusammenstellung des Einsatzes von Borsäure und abbrennbaren Giften, der BE-Zykluslänge, des geplanten mittleren Abbrandes sowie der mittleren Leistungsdichte für leichtwassergekühlte SMR Konzepte

Name	Thermische Leistung [MW <sub>th</sub> ]	Borsäure	Abbrennbarer Absorber	Geplante BE-Zykluslänge	Geplanter mittlerer Abbrand [MWd/kg <sub>U</sub> ]	Mittlere Leistungsdichte [kW/l]
ABV-6M	38	k.A.	k.A.	10-12 a	k.A.	k.A.
ACP-100	310	x	-	24 M	k.A.	k.A.
CAREM	100	-	x	48 M	k.A.	k.A.
CNP-300	1.000	x	x	18 M	k.A.	k.A.
ELENA	3,3	-	-	21,7 a	27,39	7,1
FBNR	218	x	-	25 M	15,3	45
Flexblue	530	-	x	40 M	k.A.	k.A.
IMR	1.000	x	x	26 M	46	40
IRIS	1.000	x	x	30-48 M	40-65	51,26
KLT-40S	150	-*	x	28 M	45,4	119,3
mPower	530	-	x	48 M	35	k.A.
MRX	100	-	x	42 M	22,6	k.A.
NHR-200	200	-	x	60 M	30	k.A.
NIKA-70	70	-	x	k.A.	k.A.	k.A.
NP 300	1.000	k.A.	k.A.	18-28 M	k.A.	k.A.
NuScale	160	x	x	24 M	> 30	k.A.
RADIX	40 - 200	k.A.	k.A.	10 a	k.A.	k.A.
RITM-200	175	k.A.	k.A.	7 a	k.A.	72,0
RUTA-70	70	-	x	800 d	28,7	k.A.
SCOR600	2.000	-	x	k.A.	k.A.	75,3
SHELF	28	k.A.	k.A.	56 M	k.A.	k.A.
SMART	330	x	x	36 M	31	62,62
SMR-160	525	-	-	k.A.	k.A.	k.A.
TRIGA	64	-	x	k.A.	35	k.A.
UNITHERM	30	-	x	25 a	> 30	27,3
VBER-300	917	x	x	1-2 a	47,9	63,4
VK-300	750	-	x	18 M	41,4	k.A.
Westinghouse SMR	800	x	x	24 M	k.A.	k.A.
WWER-300	850	x	x	24 M	65	k.A.

\* Kein  $H_3BO_3$ , aber  $Cd(NO_3)_2$  zur Notabschaltung

In Tab. 4.3 sind zusätzlich die mittleren Leistungsdichten im Kern der SMR, sofern diese verfügbar waren, zusammengestellt. Bis auf den VK-300 handelt es sich um Druckwasserreaktoren. Die Leistungsdichten liegen zum Teil deutlich unter dem üblichen Wert deutscher DWR von 100 kW/l (Ausnahme: KLT-40S). Eine niedrige Leistung sowie eine kleine Leistungsdichte führen zu trägeren Transienten. Gleiches gilt für Ausgangsleistung bzw. die Nachzerfallsleistung, die ausgehend von der Leistung zum Zeitpunkt der Abschaltung und der Leistungshistorie exponentiell mit der Zeit abnimmt.

Wie schon in Kapitel 3.3 dargestellt, sind 15 der 32 betrachteten leichtwassergekühlten SMR in integraler Bauweise ausgeführt. Das bedeutet, dass sich der Druckhalter sowie die Dampferzeuger innerhalb des Reaktordruckbehälters befinden. Bei einigen Konzepten sind auch die Steuerstabantriebe im RDB integriert. Dieses Design schließt große Kühlmittelverluststörfälle aus, da keine Kühlmittelleitungen mehr notwendig sind. Darüber hinaus ist der Auswurf eines Steuerstabes (STAW, Stabauswurf) bei der Integration der Steuerstabantriebe im Reaktordruckbehälter ausgeschlossen. Eine Übersicht über die Konzepte findet sich in Tab. 3.6 im vorherigen Abschnitt.

Andere Konzepte, vor allem russische SMR, verzichten auf einen integralen Primärkreislauf. Die Komponenten des Kühlkreislaufs sind in diesen Fällen mit sehr kurzen und koaxialen Anschlussleitungen ausgeführt (z. B. KLT-40S, siehe Abb. 4.1). Eine Detailansicht eines Dampferzeugers dieses Reaktors zeigt Abb. 4.2. Die koaxialen Anschlussleitungen sind so aufgebaut, dass der heiße Strang in der inneren zentralen Leitung verläuft und der kalte Strang in der diese umgebenden äußeren Leitung. Damit bildet sich ein radialer Temperaturgradient von innen nach außen in den Strömungsquerschnitten der Anschlussleitungen und die Wärmeverluste nach außen werden so minimiert. Weitere Konzepte mit kurzen koaxialen Anschlussstutzen sind der RITM-200, der SMR-160 sowie der VBER-300.

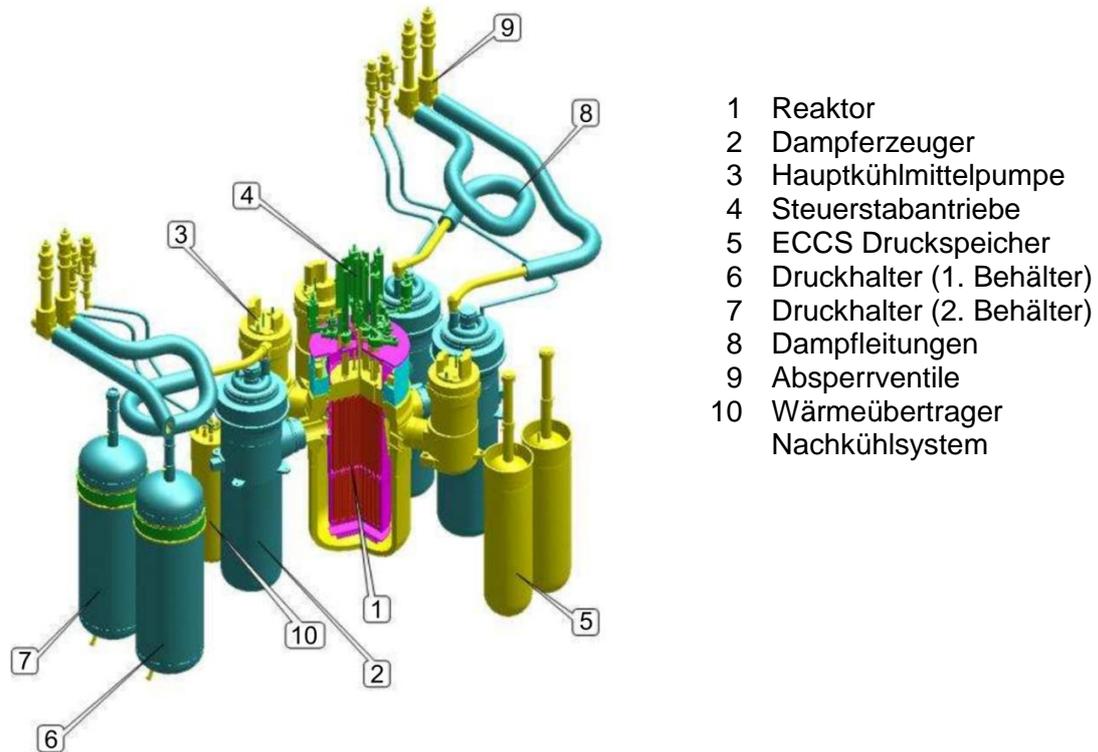


Abb. 4.1 Kühlkreislauf KLT-40S /IAE 13/

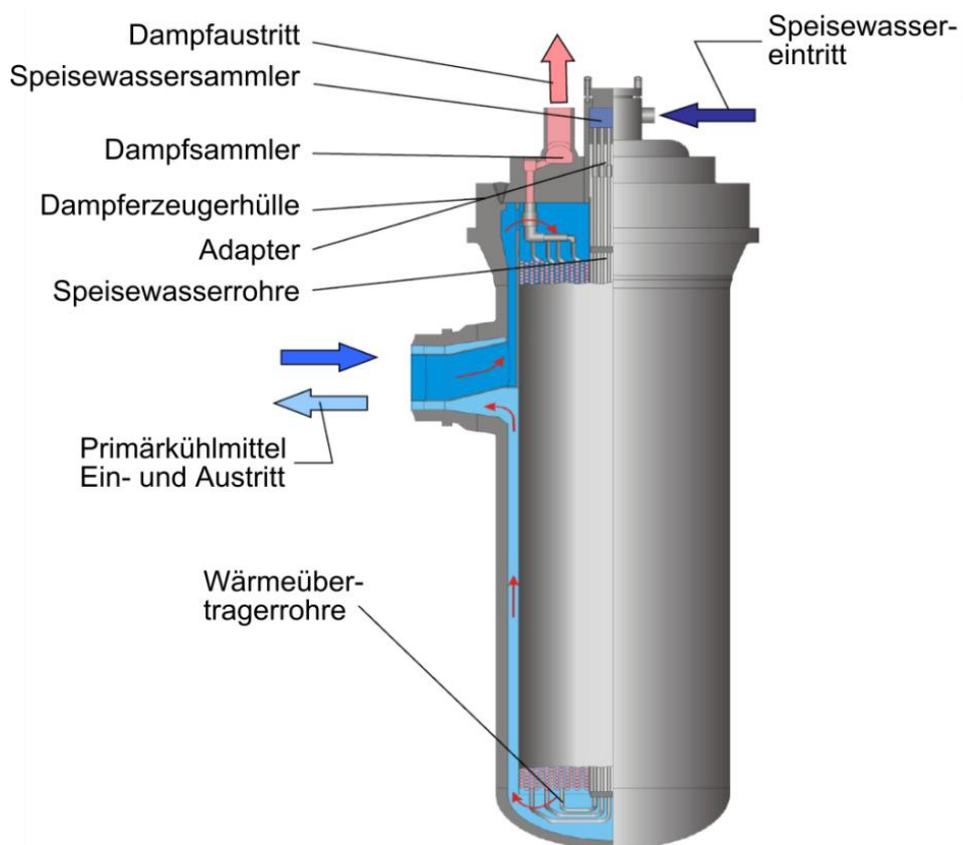


Abb. 4.2 Dampferzeuger KLT-40S /OKB 11/

Die Kernkühlung in den Konzepten ABV-6M, CAREM, ELENA, IMR, NHR-200, NuScale, SMR-160, UNITHERM und VK-300 wird durch einen Naturumlauf im Reaktordruckbehälter realisiert. Eine Zusammenstellung der Reaktoren findet sich auch in der Tab. 3.7 in Kap. 3.4. Auf den Einsatz von Hauptkühlmittelpumpen wurde in diesen Konzepten verzichtet. Beim RUTA-70 wird je nach Leistung der Kern über einen Naturumlauf oder durch Zwangsumlauf mittels Hauptkühlmittelpumpe gekühlt.

Der RUTA-70 ist ein integraler Druckwasserreaktor, bei dem das Primärkühlmittel unter Umgebungsdruck steht. Die erzielbaren Kernaustrittstemperaturen liegen bei 100 °C. Durch den geringen Druck wird ein Kühlmittelverlust durch einen Riss im Reaktorbehälter ausgeschlossen.

#### **4.2.2 Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR Konzepte**

Zur Vermeidung von Störungen und Störfällen besitzen die betrachteten schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR unter anderem die folgenden Auslegungsmerkmale und Sicherheitseigenschaften:

- negativer Reaktivitätskoeffizient (Brennstofftemperatur),
- geringe Leistungsdichte,
- niedriges Druck- und Temperaturniveau des Moderators,
- deutlich höheres Druck- und Temperaturniveau des Kühlmittels,
- Kernkühlung durch zweiphasige Naturkonvektion (Bauweise mit vertikalen Druckröhren),
- Kernkühlung durch einphasige Zwangskonvektion (Bauweise mit liegenden Druckröhren),
- Moderator befindet sich in den die Druckröhren umschließenden Rohre und Behälter (Calandria),
- Ringspalt zwischen Druckröhren und Moderatorcalandria gasgefüllt zur thermischen Isolierung und Leckerkennung,
- Redundanz der Systeme zur Kernkühlung.

Bei mit Schwerwasser moderierten und -gekühlten SMR kann die Wärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor bis zu einem Temperaturniveau von ca. 150 °C über die Hauptwärmesenke erfolgen. Zur weiteren Abkühlung und Aufrechterhaltung des kalten, abgeschalteten Zustands bei Umgebungstemperatur muss die Nachwärme entweder

über Kühler des Kühlmittelreinigungssystems oder Nachkühlsysteme mit geschlossenen Prozesswasserkühlkreisläufen an die Atmosphäre abgegeben werden.

Alle Systeme zur Kernkühlung sowohl im Normalbetrieb, als auch im abgeschalteten Zustand sind in den Konzepten mehrfach redundant vorhanden.

Die Regelung der schwerwassermoderierten SMR erfolgt im Normalbetrieb durch Regelstäbe, die in Führungsrohren innerhalb des Kernbereichs verfahren werden und unterschiedliche negative Reaktivitätswerte besitzen. So werden Regelstäbe für die Feinregelung der Reaktorleistung gekoppelt mit Regelstäben zur Ausregelung von Reaktivitätsschwankungen mit längerer Zeitkonstante, wie etwa Xenonschwingungen, verwendet. Regelstäbe höherer Wirksamkeit werden hingegen bei schnelleren Leistungsrampen eingesetzt. Die Wirksamkeit der Regelsysteme wird durch die geringe Überschussreaktivität der Reaktorkerne gewahrt. Die Regelstäbe werden in Standrohren des Moderator tanks, der Calandria, verfahren und dringen je nach Regelbedarf mehr oder weniger tief in den Kernbereich ein. Zum Ausgleich von Überschussreaktivität können die Regelsysteme durch eine dosierte Einspritzung von Absorberflüssigkeit in den Moderator unterstützt werden.

Beim Abfahren der Reaktoren werden die Regelstäbe komplett in den Kernbereich eingefahren und die Kettenreaktion gestoppt. Die Regelsysteme sind so ausgelegt, dass die Abschaltung der Reaktoren bis auf den heißen Nulleistungsbetrieb auch dann gesichert bleibt, wenn einzelne Regelstäbe mit der höchsten negativen Reaktivität infolge Einzelfehlern versagen sollten.

Zur Kompensation der Reaktivitätszunahme während des Abkühlprozesses auf den Zustand kalt unterkritisch (ansteigende Moderatorichte und sinkende Brennstofftemperatur) und durch Zerfall absorbierender Spaltprodukte, z. B. Xenon, sowie zur längerfristigen Sicherung der Unterkritikalität, wird der Moderator durch Zusatz flüssiger Absorber (z. B. Borsäure oder Lithiumpentaborat) vergiftet. Zusätzlich werden Abschaltstäbe mit hoher negativer Reaktivität in den Kernbereich eingefahren.

### 4.2.3 Gasgekühlte SMR Konzepte

Zur Vermeidung von Störungen und Störfällen besitzen die betrachteten gasgekühlten SMR unter anderem die folgenden Auslegungsmerkmale und Sicherheitseigenschaften:

- negativer Reaktivitätskoeffizient der Brennstofftemperatur,
- geringe Leistungsdichte,
- Zwangsumlauf des Kühlmittels,
- große Strukturmassen.

In gasgekühlten SMR strömt das Kühlgas entweder durch Kühlkanäle prismatischer Brennelemente, die den Brennstoff enthalten, oder durch eine Schüttung kugelförmiger Brennelemente, deren geometrische Anordnung sich während des Betriebes laufend ändert. Die hohen Arbeitstemperaturen erfordern es, die Strukturen, insbesondere die Stahlstrukturen des Reaktors selbst, vor Überhitzung zu schützen. Gleichzeitig sollen die Wärmeverluste beim Transport der Wärme minimiert werden. Daher wird das abgekühlte Kühlgas in den Ringspalt zwischen Kernbehälter und Reaktordruckbehälter eingespeist und strömt durch diesen Ringspalt zum Kerneintritt. Dabei wird Wärme, die durch Leitung aus dem Kernbereich an den Kernbehälter gelangt, vom Gasstrom aufgenommen und in den Reaktorkern zurückgeführt. Der Transport der Wärme zur Wärmesenke erfolgt durch Rohrleitungen mit großem Querschnitt. Diese Verbindungsleitungen werden jeweils weitgehend von einem äußeren Rohr umschlossen.

Beim Ausfall der Zwangskühlung kann Nachwärme durch Naturkonvektion zur jeweiligen Wärmesenke transportiert werden. Für die Kühlung bei abgeschaltetem Reaktor sehen gasgekühlte SMR zusätzliche aktive Kühlsysteme zur Abfuhr der Nachzerfallswärme durch konvektive Strömung aus dem Reaktorkern in die Umgebung vor. Weiterhin kann die Nachwärme über Wärmeleitung und -strahlung vom Kern über die Kernstrukturen und den Reaktordruckbehälter nach außen abgegeben werden. Der Brennstoff selbst ist für die entstehenden hohen Temperaturen (maximale Brennstofftemperatur: 1.600 °C) ausgelegt.

Zur Regelung der gasgekühlten SMR werden in den meisten gasgekühlten SMR Konzepten Regelstäbe mit Absorbermaterial eingesetzt. Diese Regelstäbe mit unterschiedlich starker negativer Reaktivität werden überwiegend in Führungskanälen innerhalb der Reflektoren verfahren, die den aktiven Teil der Kerne umgeben. Da die Reaktor-

kerne meist stark negative Brennstofftemperaturkoeffizienten der Reaktivität aufweisen, verwenden manche Konzepte zusätzliche Regelstäbe zum An- und Abfahren der Reaktoren. Auch diese Regelstäbe werden entweder im seitlichen oder, bei ringförmigen Kernen, im zentralen Reflektor ein- beziehungsweise ausgefahren. Bei Störungen oder Anforderungen des Reaktorschutzes, werden die Regelstabantriebe stromlos und die Stäbe fallen vollständig in den Kernbereich ein, was zur Beendigung der Kettenreaktion führt.

Eine weitere Möglichkeit stellt die Verwendung von Regelzylindern dar. Dabei handelt es sich um vertikal geteilte zylindrische Körper, deren eine Hälfte aus reinem Reflektormaterial besteht und deren andere Hälfte mit Absorbermaterial versetzt oder beschichtet ist. Die Regelzylinder sind in die seitlichen Reflektoren integriert. Im Ruhezustand ist die das Absorbermaterial enthaltene Seite vollständig dem Kern zugewandt. Beim Regelvorgang wird der Zylinder auf einer vertikalen Spindel gedreht und dabei angehoben, sodass mehr und mehr Absorbermaterial vom aktiven Kern fortgedreht und durch reines Reflektormaterial ersetzt wird, bis der gewünschte Regelzustand erreicht ist. Bei Ausfall des Regelantriebs kehrt der Regelzylinder allein durch Schwerkraft in seine Abschaltposition zurück.

Einige Konzepte nutzen den stark negativen Brennstofftemperaturreaktivitätskoeffizienten der Reaktivität auch für Regelungszwecke. Wird die Leistungsabnahme der Verbraucher erhöht, sinkt die Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt und damit die mittlere Temperatur des Reaktorkerns und des hierin befindlichen Brennstoffs. Infolge der hierdurch bewirkten Reaktivitätserhöhung steigt die Leistung, bis sich wieder ein Gleichgewicht eingestellt hat. Bei verminderter Leistungsabnahme kehrt sich dieser Vorgang um.

Die geringe Überschussreaktivität der gasgekühlten SMR, in Verbindung mit den großen Strukturmassen, der niedrigen Leistungsdichte und den negativen Brennstofftemperaturkoeffizienten der Reaktivität, verringert die Wahrscheinlichkeit des Eintretens von Reaktivitätsstörfällen mit steilen Leistungs- und Temperaturgradienten.

Aktive Regeleinrichtungen mit Regelstäben und Regelzylindern sind aufgrund der geringen Überschussreaktivität stets in der Lage gasgekühlte SMR abzuschalten. Zur Sicherung der Unterkritikalität im kalten Zustand und über längere Zeiträume sehen die Konzepte Abschaltstäbe mit hoher negativer Reaktivität vor, die zusätzlich in den aktiven Kernbereich oder die angrenzenden Reflektoren eingebracht werden können. Als

weitere Variante zur Gewährleistung der Unterkritikalität werden in manchen Konzepten (z. B. GTHTTR) Kanäle innerhalb des Kerns vorgesehen, in die im Bedarfsfall Pellets oder Kugeln aus Absorbermaterial einfallen. Vor dem Wiederanfahren des Reaktors werden die Absorber durch einen Abzug wieder aus dem Kernbereich entfernt.

#### **4.2.4 Flüssigmetallgekühlte SMR Konzepte**

Die Sicherheitsmerkmale flüssigmetallgekühlten SMR sind unter anderem:

- negativer Reaktivitätskoeffizient (Brennstofftemperatur) und ein
- geringer Kühlmitteldruck.

Wie auch die leichtwassergekühlten SMR Konzepte werden bei der Auslegung der betrachteten flüssigmetallgekühlten SMR Konzepten negative Reaktivitätskoeffizienten realisiert. Borsäure kann bei diesen Reaktoren nicht zur Kompensation der Überschussreaktivität eingesetzt werden. Aufgrund der hohen Siedetemperaturen bei Umgebungsdruck (Natrium: 883 °C, Blei: 1.749 °C, Blei-Wismut-Eutektikum (LBE) ca. 1.670 °C) muss kein hoher Druck in den Reaktordruckbehältern herrschen. Stattdessen liegt er bei den meisten LMR bei ca. 1 bar (Umgebungsdruck). Lediglich der 4S und CEFR haben einen Primärdruck von 3 bar respektive 6 bar. Aufgrund des geringen Drucks ist ein Primärleck wenig wahrscheinlich. Kommt es doch zu einem Kühlmittelverlust, verdampft das Kühlmittel nicht sofort wie bei einem LWR, sondern bleibt flüssig und führt nicht zu einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter.

#### **4.2.5 Salzschnmelze SMR Konzepte**

Die Sicherheitsmerkmale von Salzschnmelze SMR sind unter anderem:

- geringe Leistungsdichte im Reaktorkern,
- negativer Reaktivitätskoeffizient (Brennstofftemperatur),
- geringe Überschussreaktivität,
- geringer Kühlmitteldruck,
- Zwangsumlauf des Kühlmittels.

Alle SMR dieses Typs besitzen eine geringe Leistungsdichte, große Struktur- und Kühlmittelmassen mit hoher Wärmespeicherfähigkeit, eine geringe Überschussreaktivität und stark negative Brennstofftemperaturkoeffizienten der Reaktivität.

Salzschmelze SMR arbeiten auf ähnlich hohem Temperaturniveau wie gasgekühlte SMR und verwenden ähnliche Brennstoffe. Dabei ist grundsätzlich zwischen Reaktoren mit festem und solchen mit flüssigem Brennstoff zu unterscheiden.

**Salzschmelzereaktoren mit festem Brennstoff** besitzen entweder einen Kern aus Brennelementblöcken, der kompakt oder ringförmig aufgesetzt sein kann, oder aus einer Schüttung kugelförmiger Brennelemente. Die Brennelementblöcke weisen Kanäle auf, die den Brennstoff oder Führungen für Regel-/Abschaltstäbe enthalten und von Kühlmittel durchströmt werden. Die kugelförmigen Brennelemente bilden hingegen eine lose Schüttung mit Zwischenräumen, durch die das Kühlmittel strömt.

Bei **mit Salzschmelze gekühlten SMR mit flüssigem Brennstoff** ist der Brennstoff im Kühlmittel gelöst und nimmt am Kühlmittelumlauf teil. Im Kernbereich wird die Mischung durch Einsatz von Moderatoren kritisch und es wird Leistung durch Kernspaltung im Kühlmittelstrom freigesetzt, der nach Verlassen des Reaktors unterkritisch wird. Allerdings wird auch weiterhin das Kühlmittel durch Zerfall der mitgeführten Spaltprodukte volumetrisch aufgeheizt.

Bei **SMR mit festem Brennstoff** kann beim Ausfall der betrieblichen Kühlsysteme die Nachzerfallsleistung über passive Kühlsysteme an die Umgebung abgeführt werden. Hierzu können in den primären Kühlkreislauf integrierte Wärmeübertrager genutzt werden, die sekundärseitig von einer weiteren Salzschmelze durchströmt werden. Das sekundäre Kühlmittel transportiert die Wärme im Naturumlauf zu Luftkühlern, die sie an die Umgebungsatmosphäre abgeben. Eine weitere Möglichkeit besteht in der passiven Außenkühlung der Reaktorbehälter. Die im Kern erzeugte Wärme wird dabei durch Konvektion und Leitung zum Reaktorbehälter transportiert und der Behälter heizt sich dadurch auf. Von der heißen Oberfläche des Reaktorbehälters wird die Wärme durch Strahlung und Konvektion an Kühlflächen übertragen, die vor den Wänden der Reaktorkaverne installiert sind. Die Kühlflächen werden rückwärtig durch Naturkonvektion von Luft oder Wasser gekühlt. Das Kühlmedium transportiert die Wärme direkt oder indirekt über Zwischenwärmesenken bzw. Kühler in die Atmosphäre.

Bei vollständigem Ausfall der Zwangskühlung kann die Nachzerfallsleistung bei der Verwendung von flüssigem Brennstoff durch Naturumlauf an die betrieblichen Wärmeabfuhrreinrichtungen transportiert werden (Zwischenwärmeübertrager). Für längere Stillstandzeiten wird das Kühlmittel einschließlich des darin gelösten Brennstoffs in

Ablasstanks abgelassen. Diese Tanks besitzen eine passive Kühlung, sodass die Salzschnmelze abkühlt und einfriert.

Zur Leistungsregelung von mit einer Salzschnmelze gekühlten **SMR mit festem Brennstoff** werden meist Regelstäbe eingesetzt, die unterschiedliche Werte an negativer Reaktivität besitzen. Unterschieden wird zwischen Regelstäben zur Feinregelung der Reaktorleistung, zur Kompensation von Reaktivitätsschwankungen durch Spaltprodukte, zum Beispiel Xenon, und zur Kontrolle schneller Leistungsänderungen. Die Regelung erfolgt durch bedarfsgerechtes Ein- oder Ausfahren der Regelstäbe innerhalb von Kanälen, die sich in den Reflektoren befinden, von denen die aktiven Kernbereiche umgeben sind. Bei Brennstoffkonzepten, die sehr lange Zykluszeiten vorsehen, führt die anfänglich recht hohe Anreicherung mit Spaltstoff zu ebenfalls hoher Überschussreaktivität. Diese wird durch abbrennbare Gifte in der Brennstoffmatrix weitgehend kompensiert. Entsprechend dem Verlauf des Abbrandes und des Abbaus der Überschussreaktivität sind dazu Gifte mit unterschiedlichem Abbrandverhalten einzusetzen, um über den gesamten Zyklus einen  $k_{eff}$ -Wert von etwas über eins einzustellen. Ein weiteres Ziel ist es, bis zum Zyklusende möglichst das gesamte Inventar an Giften abzubrennen, da zu hohe Restbestände zu Lasten der Brennstoffausnutzung gingen.

Zur schnellen und langfristigen Abschaltung der SMR werden spezielle Abschaltstäbe mit hoher negativer Reaktivität vorgesehen. Diese Abschaltstäbe befinden sich während des normalen Leistungsbetriebs außerhalb des Kernbereichs und werden nur zur Abschaltung sowie zur Sicherstellung der langfristigen Unterkritikalität in dafür vorgesehene Kernpositionen eingebracht. Zusätzlich können Absorberpellets oder -kugeln in dafür vorbereitete Kernkanäle eingefüllt werden und dadurch die Unterkritikalität für alle möglichen Reaktorzustände sicherstellen (z. B. PB-AHTR).

Bei **SMR mit flüssigem Brennstoff** wird während des Betriebs der Spaltstoffgehalt des Kühlmittels und damit die benötigte Überschussreaktivität überwacht und auf niedrigem Niveau gehalten. Damit ist es möglich die Leistungsregelung mit wenigen Regelstäben, die im Kernbereich ein- oder ausgefahren werden, vorzunehmen. Aufgrund des stark negativen Brennstofftemperaturkoeffizienten der Reaktivität kann die Leistungsregelung in gewissen Grenzen auch durch Variation der Strömungsgeschwindigkeit, beziehungsweise der Leistungsentnahme durch die Verbraucher erfolgen. Bei Erhöhung der Strömungsgeschwindigkeit sinkt die mittlere Kühlmitteltemperatur, da die Verweilzeit des Brennstoffs in der kritischen Reaktorzone verkürzt wird. Dies wirkt wie eine Zufuhr von Reaktivität und die Leistung steigt, bis ein neuer Gleichgewichtszu-

stand erreicht wird. Einen ähnlichen Effekt hat eine erhöhte Leistungsanforderung durch die Verbraucher. Minderungen der Leistungsentnahme oder Strömungsgeschwindigkeit haben entsprechend gegenteilige Wirkungen. Die Erhöhung der Strömungsgeschwindigkeit ist allerdings nur begrenzt möglich, da mit dem im Kühlmittel gelösten Brennstoff auch ein Teil der verzögerten Neutronen aus dem Kern abgeführt werden, wodurch die Regelbarkeit des Reaktors beeinträchtigt werden kann.

Zur längerfristigen Abschaltung von Salzschnmelze SMR mit flüssigem Brennstoff kann das mit dem Brennstoff versetzte Kühlmittel in einen oder mehrere Auffangtanks abgelassen werden. Da hier die notwendige Moderation fehlt, ist eine erneute Rekritikalität der Anordnung ausgeschlossen.

### **4.3 Maßnahmen und Systeme der Sicherheitsebene 3**

In diesem Kapitel werden für die verschiedenen SMR Konzepte die Systeme und Maßnahme der Sicherheitsebene 3 zusammenfassend dargestellt. Dies erfolgt typenspezifisch und beginnt mit den leichtwassergekühlten SMR Konzepten. Es folgen die Angaben zu den schwerwassermoderierten, den gas- und flüssigmetallgekühlten sowie den Salzschnmelze-SMR Konzepten. Dabei werden Maßnahmen und Systeme

- zur Nachwärmeabfuhr,
- zur Noteinspeisung,
- zur primärseitigen Druckentlastung,
- zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters und
- zur Schnellabschaltung

vorge stellt, sofern Informationen dazu verfügbar sind.

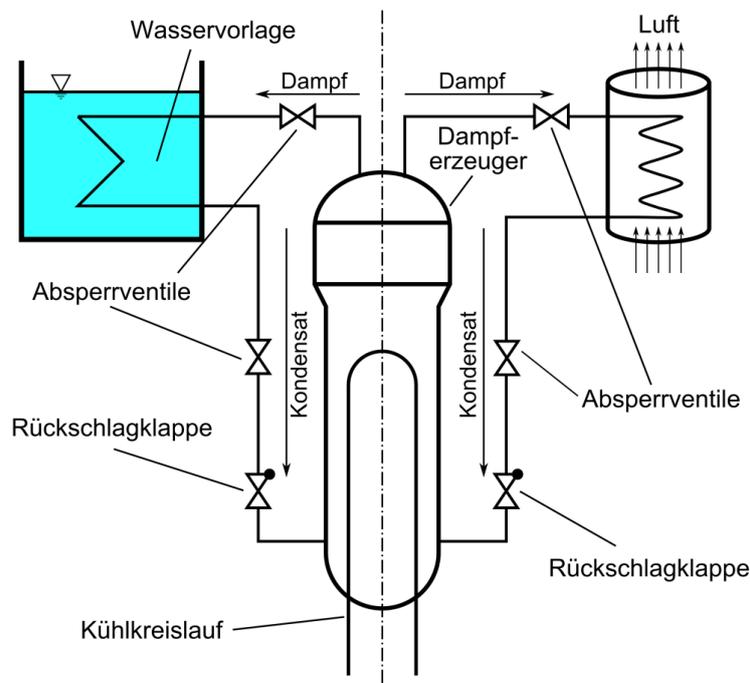
### 4.3.1 Leichtwassergekühlte SMR Konzepte

#### Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr

Leichtwassergekühlte SMR Konzepte verwenden die folgenden Systeme zur Abfuhr der Nachzerfallswärme:

- betriebliche Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger und den Kondensator,
- passive Dampferzeugerkühlung durch eine Wasservorlage oder eine Luftströmung,
- Kühlung des Primärkühlmittels durch freie Konvektion oder Kondensation in höher gelegenen Wasservorlagen oder Kaminen (Luftströmung),
- Kühlung des Primärkreises durch separaten Kreislauf,
- aktive Nachkühlsysteme.

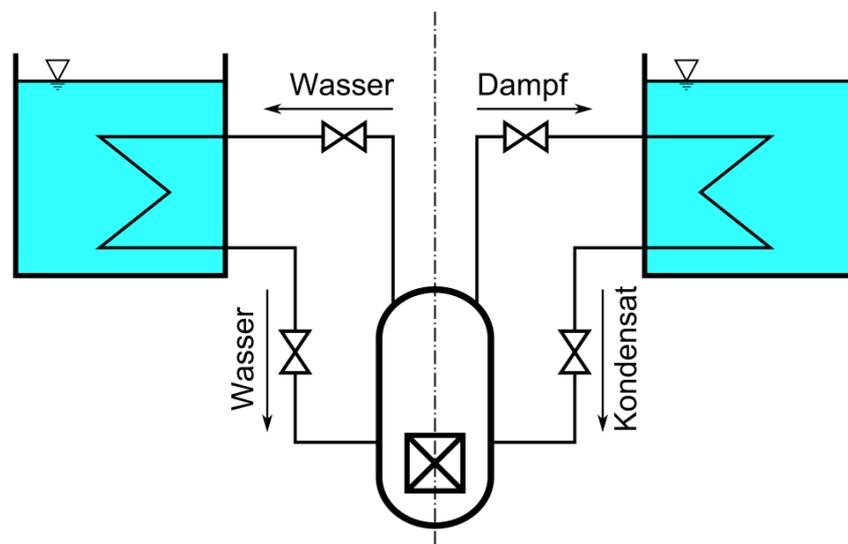
Die erstgenannte betriebliche Wärmeabfuhr an die Hauptwärmesenke über die Dampferzeuger und Kondensatoren ist bei allen Anlagenkonzepten vorgesehen. Lediglich der VK-300 besitzt keine Dampferzeuger, da es sich hier um einen Siedewasserreaktor handelt. Beim Ausfall der Hauptwärmesenke steht dieser Weg jedoch nicht mehr zur Verfügung, sodass andere, zumeist passive Systeme die Nachwärme abführen müssen.



**Abb. 4.3** Passive Dampferzeugerkühlung durch Wasservorlage (links) und Luftströmung (rechts) (nach /IAE 09/)

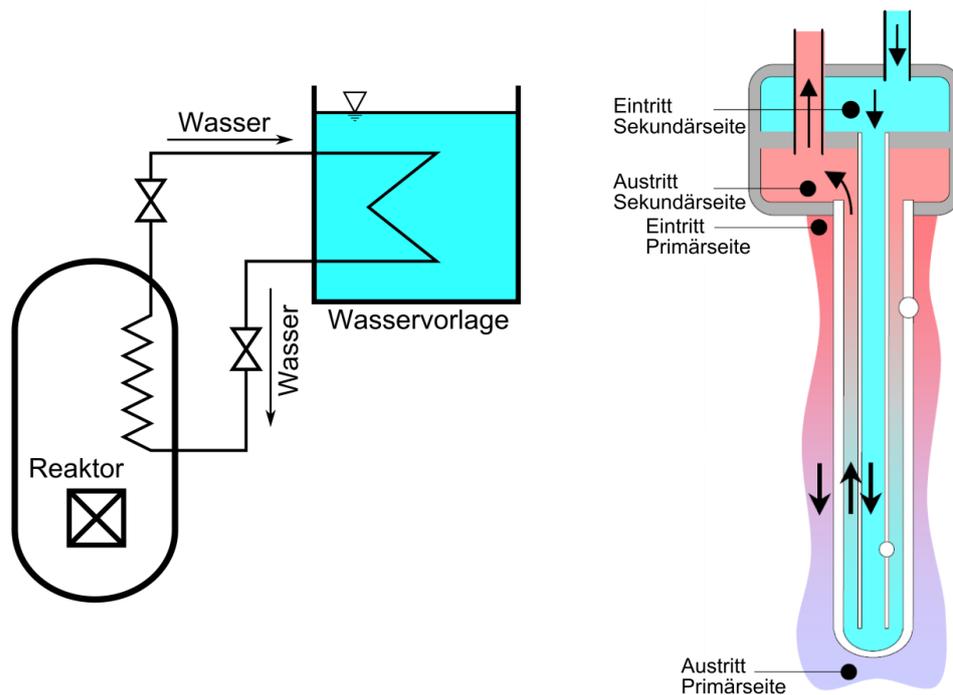
Die Dampferzeuger dienen bei einigen SMR Konzepten auch beim Ausfall der Hauptwärmesenke der Nachwärmeabfuhr. Dazu wird der Dampf aus der Frischdampfleitung in separate Kreisläufe mit Wärmeübertragern umgeleitet. Prinzipiell gibt es dabei zwei Möglichkeiten: Entweder wird der Dampf mittels Wasservorlage (IMR, IRIS, KLT-40S, NuScale, SMART, VBER-300) oder Luftströmung (ELENA, mPower, IMR, NuScale) kondensiert, wobei beim mPower hierfür evtl. ein Gebläse eingesetzt wird und beim ELENA der Tertiärkreis gekühlt wird. Beide Systeme sind in Abb. 4.3 dargestellt. Sowohl die Wasservorlage als auch die Luftkühler sind höher angeordnet als der Dampferzeuger, damit sich im Anforderungsfall ein Naturumlauf des Kühlmittels einstellen kann. Im IMR-Design werden beide Systeme kombiniert, indem der Luftströmungspfad freigelegt wird, nachdem das Wasser im Behälter verdampft ist.

Als weitere Möglichkeit kann die Nachwärme auch direkt aus dem Primärkreis abgeführt werden. In Abb. 4.4 sind hierzu zwei Varianten vorgestellt. In beiden Fällen sind die Wärmesenken höher angeordnet als der Primärkreis, wodurch sich im Anforderungsfall ein einphasiger bzw. zweiphasiger Naturumlauf einstellen kann [IAE 09]. Ein Konzept mit zweiphasigem Naturumlauf ist im CAREM und mPower vorgesehen. Für die Konzepte ACP-100, Flexblue und MRX geht aus der vorliegenden Literatur nicht hervor, ob ein ein- oder zweiphasiger Naturumlauf vorliegt.



**Abb. 4.4** Abfuhr der Nachzerfallswärme vom Primärkreis an eine Wärmesenke durch einphasigen (links) und zweiphasigen Naturumlauf mit Kondensation (rechts) (nach [IAE 09])

Eine weitere Variante, bei der zwischen Wärmesenke und Primärkühlmittel ein separater Kühlkreislauf installiert ist, wird im SMR-160, TRIGA sowie im SCOR-Design verwendet. Hier befindet sich im Primärkreis ein Wärmeübertrager, der die Wärme aus dem Primärkreis an einen Zwischenkreis überträgt. Über einen Naturumlauf wird die Wärme an die Wärmesenke über einen zweiten Wärmeübertrager abgegeben. Eine Prinzipskizze dieser Variante ist in der Abb. 4.5 links dargestellt. Neben einer Wasservorlage kann hier wie im SCOR-Konzept auch eine Luftströmung zur Wärmeabfuhr genutzt werden. Der verwendete Wärmeübertrager im Primärkreis des SCOR hat Bajonettrohre und ist in Abb. 4.5 rechts dargestellt.



**Abb. 4.5** Nachwärmeabfuhr über einen separaten Kühlkreislauf (links), Bajonettwärmeübertrager des SCOR (rechts) /CHE 05/

Die Wärmeübertrager des Zwischenkreises können sich auch in den Core-Make-Up-Tanks befinden (siehe Abb. 4.6 rechts), wie dies beim Westinghouse SMR der Fall ist. Diese unter Primärdruck stehenden Behälter sind mit boriiertem Wasser gefüllt und dienen eigentlich der Notbespeisung. Wird das Absperrventil geöffnet, stellt sich über den Make-Up-Tank ein Naturumlauf ein, über den die Nachwärme an den dort befindlichen Wärmeübertrager abgegeben werden kann.

Die Nachwärmeabfuhr beim FBNR ist aufgrund seines Designs ungewöhnlicher. Die Brennelemente, Kugeln mit einem Durchmesser von 15 mm, werden im Normalbetrieb durch den Druck der Hauptkühlmittelpumpe in einer kritischen Anordnung im Kern ge-

halten. Die Pumpe wird bei jedweder Störung im Reaktor sofort abgeschaltet, wodurch die Kugeln nach unten aus dem Kern heraus in die Brennstoffkammer fallen. Die Brennstoffkammer wird passiv gekühlt und die Anordnung der Brennelemente ist dort unterkritisch /SEF 10/. Aufgrund des frühen Entwicklungsstadiums des FBNR ist noch nicht klar, wie und wohin die Wärme abschließend abgeführt wird.

Neben diesen passiven Nachwärmeabfuhrsystemen werden u.a. bei den Konzepten SMART und VBER-300 auch aktive Systeme mit Pumpen und Wärmeübertragern eingesetzt.

**Tab. 4.4** Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr in leichtwassergekühlten SMR

Nachwärmeabfuhr		Reaktoren
Dampferzeugerkühlung	passiv mit Wasservorlage	IMR, IRIS, KLT-40S, NuScale, SMART, VBER-300
	passiv mit Luftkühlung	ELENA (Tertiärkreis), mPower (evtl. mit Gebläse), IMR, NuScale
	aktiv über Hauptwärmesenke	Alle (außer VK-300)
Primärseitig	passiv mit zweiphasigem Naturumlauf in Behälter	CAREM, mPower
	passiv in Behälter	ACP-100, Flexblue, MRX
	passiv mit extra Kreislauf	SCOR600, TRIGA, SMR-160
Kühlung aus Make-Up-Tank durch separaten Kreislauf		Westinghouse SMR
aktiv über betriebliches Hilfssystem		KLT-40S, SMART, VBER-300
Brennelemente in Brennstoffbehälter werden passiv gekühlt		FBNR

In Tab. 4.4 sind die in den SMR Konzepten vorgesehenen Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr zusammengefasst.

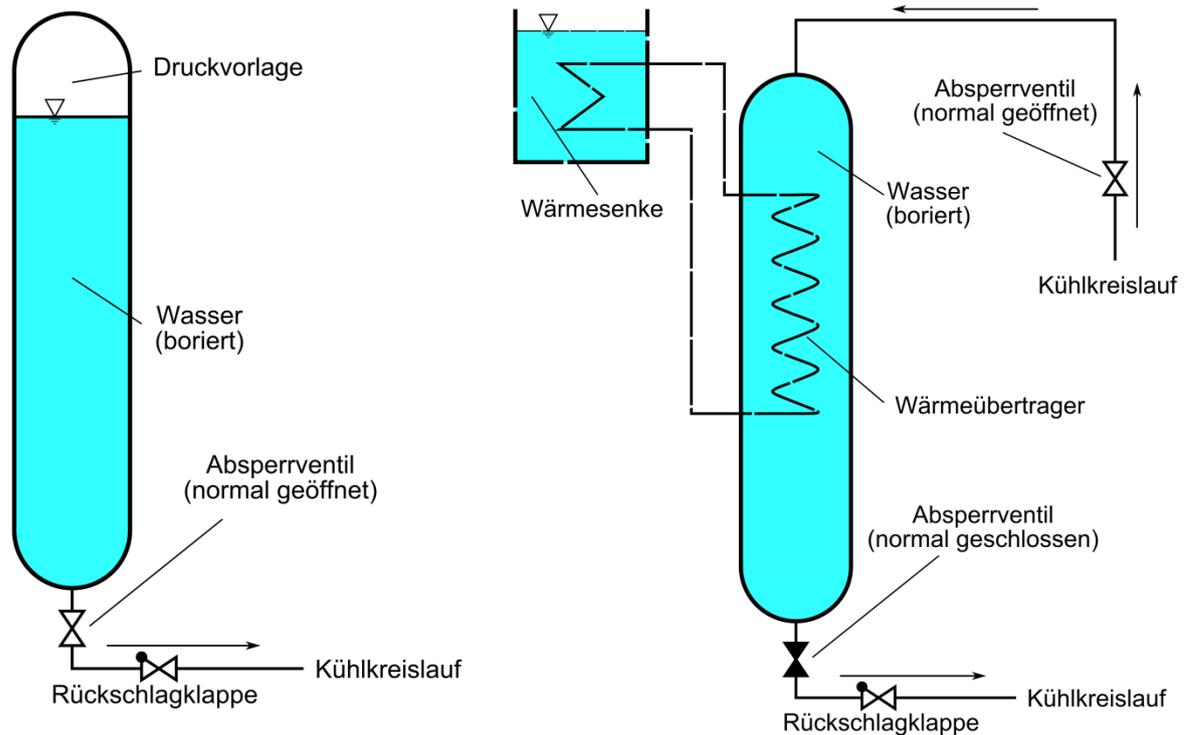
### Maßnahmen und Systeme zur Noteinspeisung

Bei einem Kühlmittelverlust, z. B. bei einem Leckstörfall, muss die Kühlbarkeit des Kerns und damit die Kernbedeckung sichergestellt werden. Die betrachteten SMR-Leichtwasserkonzepte setzen dafür die folgenden Maßnahmen und Systeme ein:

- aktive Nieder- und Hochdruckeinspeisesysteme,
- Druckspeicher,
- Make-Up-Tanks,
- Einspeisung aus höher gelagerten und mit Wasser gefüllten Becken (im und außerhalb des Sicherheitsbehälters),

- Sicherstellung der Kernbedeckung durch besondere Konstruktion,
- Passive/Aktive Zirkulation des Kühlmittels aus Sumpf/Grube/Behälter.

Neben passiven Einspeisesystemen werden u.a. von den Konzepten KLT-40S, SCOR600 und SMART auch aktive Hoch- und Niederdrucksysteme mit Pumpen verwendet, um einen Kühlmittelverlust zu beherrschen. Zusätzlich kommen in den meisten dieser SMR auch passive Systeme zum Einsatz.

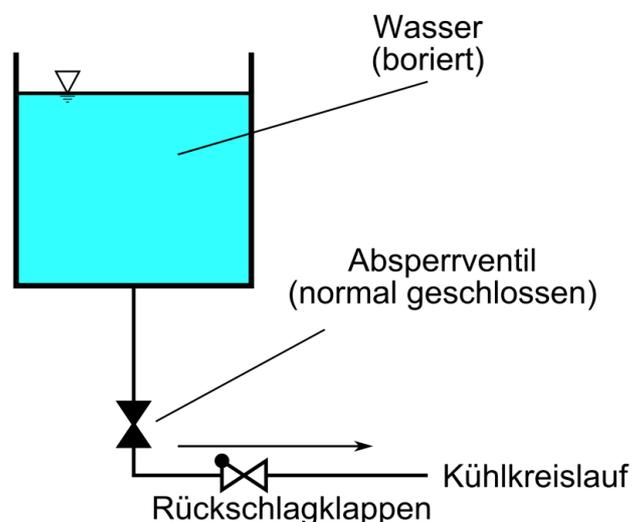


**Abb. 4.6** Notinspeisung über Druckspeicher (links) und Core-Make-Up-Tank (rechts), weitere Verwendung zur Notkühlung gestrichelt dargestellt (beide Komponenten nach /IAE 09/)

Weit verbreitet sind Druckspeicher: Dabei handelt es sich um einen mit Wasser gefüllten und durch ein Gaspolster mit Druck beaufschlagten Behälter. Das Wasser ist meist boriert. Der Druckspeicher ist durch eine Rückschlagklappe oder Berstscheibe vom Kühlkreislauf getrennt. Fällt der Druck im Primärkreis unter den Druck im Druckspeicher, so öffnet die Rückschlagklappe (bzw. es gibt die Berstscheibe nach). Aufgrund des hohen Druckes im Druckspeicher wird das Wasser in den Primärkreis eingespeist /IAE 09/. Das System Druckspeicher gehört zur Kategorie passiv D nach der IAEA-Definition, da er bewegliche mechanische Komponenten enthält, nicht aber durch ein aktives Signal aktiviert werden muss. Er lässt sich oftmals durch ein Absperrventil deaktivieren, wenn eine Einspeisung nicht sinnvoll wäre, z. B. beim Abfahren für einen

Brennelementwechsel. In Abb. 4.6 (links) ist ein Druckspeicher dargestellt. Er wird beispielsweise vom ACP-100, CAREM, CNP-300, IMR, KLT-40S, RITM-200 und VBER-300 eingesetzt.

Die rechte Seite der Abb. 4.6 zeigt das Konzept eines Core-Make-Up-Tanks (CMT). Dabei handelt es sich um einen mit Wasser gefüllten Behälter, der unter Primärdruck steht und höher angeordnet ist als der Primärkreis. Im Anforderungsfall wird das untere Absperrventil geöffnet und das borierte Wasser aus dem CMT strömt in den Kühlkreislauf, angetrieben durch die geodätische Druckdifferenz /IAE 09/. Zusätzlich zur Noteinspeisung können CMT auch zur Notkühlung eingesetzt werden. Dazu befinden sich Wärmeübertrager in den CMT (gestrichelt dargestellt), über die die Wärme an einen separaten Kreislauf an eine Wärmesenke abgegeben werden kann. Das Absperrventil, das in Abb. 4.6 geschlossen eingezeichnet ist, muss dazu geöffnet werden, wodurch sich anschließend ein Naturumlauf ausbilden kann. CMT werden vom ACP-100, CAREM, CNP-300, IRIS, Westinghouse SMR und evtl. SMR-160 verwendet. Da das Absperrventil aktiv geöffnet werden muss, gehören CMT zur Kategorie D nach IAEA Definition.



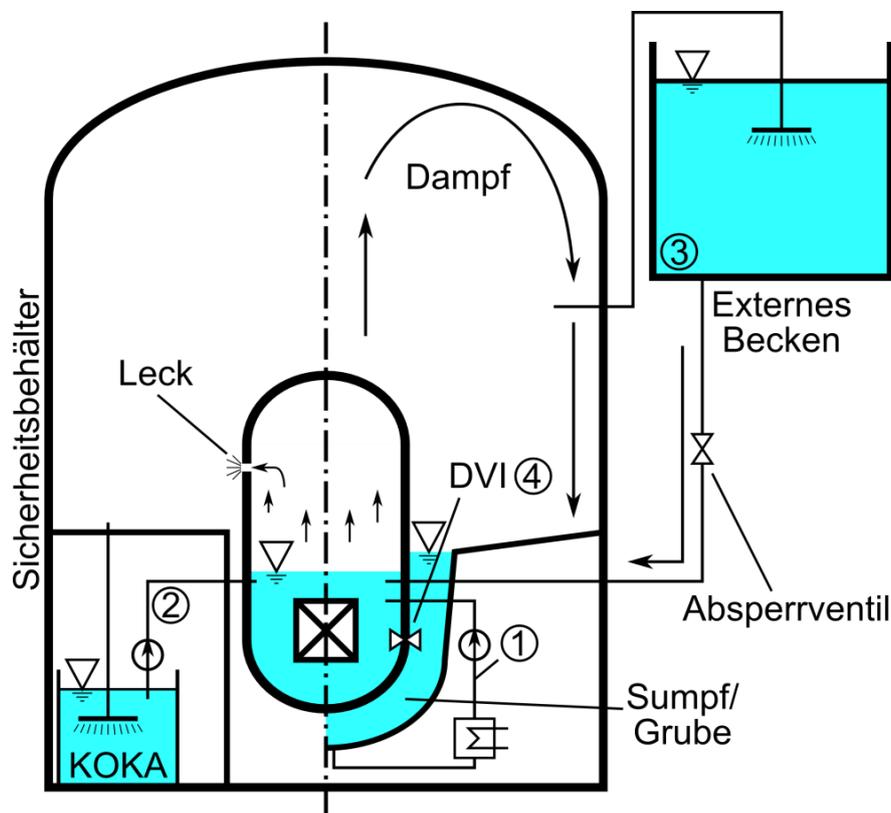
**Abb. 4.7** Noteinspeisung aus höher gelegenen Behälter (nach /IAE 09/)

Eine weitere Möglichkeit der Beherrschung eines Kühlmittelverlustes ist die Einspeisung aus einem höher gelegenen Behälter (siehe Abb. 4.7). Das Wasser im Behälter steht unter Umgebungsdruck. Zur Aktivierung wird aktiv das Absperrventil geöffnet und das Wasser strömt aufgrund der geodätischen Druckdifferenz in den Primärkreis /IAE 09/. Daher lässt sich dieses System der Kategorie D zuordnen, wenn die Energie zum Öffnen der Armatur aus Batterien stammt. Der Behälter kann sich innerhalb (ACP-

100, mPower) oder außerhalb des Sicherheitsbehälters (VK-300) befinden. Da sich das Kühlmittel im Behälter nicht unter Druck befindet, kann die Einspeisung nur bei niedrigen Primärdrücken durchgeführt werden.

Die oben genannten Systeme dienen der Kühlmittelergänzung bei einem Kühlmittelverluststörfall. Werden keine weiteren Maßnahmen ergriffen, so verdampft im Normalfall auch die Ergänzung aufgrund der Nachwärme. Daher sind weitere Systeme notwendig, die die Kernkühlung auch über einen längeren Zeitraum gewährleisten. Das austretende Kühlmittel muss wieder in den Primärkreis eingespeist werden. Die in den betrachteten SMR Konzepten hierfür vorkommenden Systeme sind in Abb. 4.8 zusammenfassend dargestellt.

Das bei einem Kühlmittelverluststörfall sich im Sumpf oder der Reaktorgrube sammelnde Kühlmittel kann zunächst über ein aktives System angesaugt, gekühlt und wieder in den Primärkreis zurückgespeist werden (Nummer 1 in Abb. 4.8). Der KLT-40S besitzt beispielsweise ein solches System. Beim SCOR600 hingegen strömt das Dampf/Luftgemisch in der Sicherheitsbehälteratmosphäre der Druckkammer über Rohre in eine Kondensationskammer und wird von dort aktiv über eine Pumpe zurück in den Primärkreis gespeist (Nummer 2 in Abb. 4.8).



**Abb. 4.8** Zirkulation des Kühlmittels

Im VK-300 wird das Dampf-/Luftgemisch hingegen in einen externen Behälter, der sich oberhalb des Reaktors befindet, gedrückt und dort kondensiert (Nummer 3 in Abb. 4.8). Wasser aus dem Behälter kann aufgrund der geodätischen Druckdifferenz über eine Leitung zurück in den Primärkreis gelangen. Die Reaktoren ACP-100, Flexblue, IRIS, NuScale und Westinghouse SMR verwenden die sogenannte *Direct Vessel Injection* (DVI). In diesen Konzepten wird der Sumpf, bzw. die Reaktorgrube, von einem schmalen Spalt gebildet, in dem sich das aus dem Leck austretende Kühlmittel sammelt. Aufgrund seiner Geometrie steigt der Füllstand im Sumpf schnell an. Über eine Verbindung durch den Reaktordruckbehälter durch geöffnete Rezirkulationsventile sind die Füllstände im Sumpf und im RDB miteinander gekoppelt und der Kern bleibt bedeckt (Nummer 4 in Abb. 4.8). Beim SMR-160 sammelt sich das flüssige Kühlmittel oberhalb des RDB und strömt über eine Verbindung von oben in diesen hinein.

Die SMR CAREM und IMR besitzen, soweit bekannt, keine Systeme zur Zirkulation des Kühlmittels bei einem Kühlmittelverluststörfall. Laut der vorliegenden Literatur reichen die Einspeisesysteme für zusätzliches Kühlmittel aus, um einen Kühlmittelverluststörfall zu beherrschen.

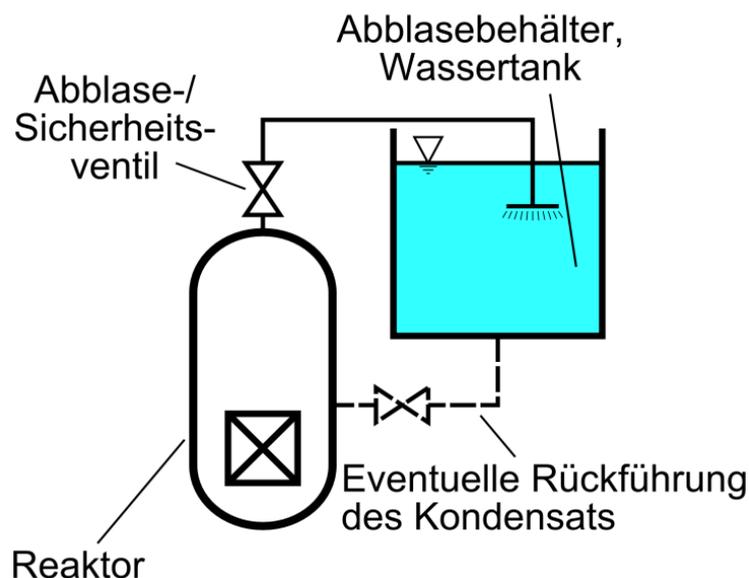
Die Systeme MRX, TRIGA, NHR-200, RUTA-70 kommen aufgrund ihrer Konstruktion ohne Noteinspeisesysteme aus. Der Reaktordruckbehälter des MRX befindet sich in einem gefluteten Sicherheitsbehälter. Bei einem Leck ist damit die Kernbedeckung immer sichergestellt. Im TRIGA ist der Primärkreis so ausgelegt, dass nur 9 % des Kühlmittelinventars für die Wärmeübertragung genutzt werden. Die restlichen 91 % befinden sich in einem sogenannten kalten Pool, bei ca. 71 °C. Die Rohrleitungen des Primärkreises sind deutlich höher als der Kern angeordnet. Dadurch verdampfen nur die 9 % des Kühlmittels und der Rest verbleibt im Kern, gekühlt durch den Poolkühler. Der NHR-200 ist ein integraler Druckwasserreaktor. Es gibt so gut wie keine größeren Penetrationen des Reaktordruckbehälters. Der Sicherheitsbehälter bildet mit dem RDB nur einen geringen Spalt. Dadurch würde bei einem Kühlmittelverlust der Füllstand im RDB nicht sehr stark abfallen, da sich der Sicherheitsbehälter schnell auffüllt. Zusätzlich liegt der Druck im Primärkreis bei nur 2,5 MPa, sodass es schnell zu einem Druckausgleich kommt. Das gleiche gilt für den RUTA-70. Hier handelt es sich um einen Pool-Type-Reaktor, dessen Primärdruck nahezu gleich dem Umgebungsdruck ist.

In Tab. 4.5 sind die in den leichtwassergekühlten SMR Konzepten vorgesehenen Maßnahmen und Systeme zur Noteinspeisung zusammengefasst.

**Tab. 4.5** Maßnahmen und Systeme zur Noteinspeisung in leichtwassergekühlten SMR

Noteinspeisung		Reaktoren
Druckspeicher		ACP-100, CAREM, CNP-300, IMR, KLT-40S, RITM-200, VBER-300, WWER-300
Aktive Einspeisesysteme		KLT-40S, SCOR600, SMART, UNITHERM, VBER-300, WWER-300
Make-Up-Tank		ACP-100, CAREM, CNP-300, IRIS, SMR-160*, Westinghouse SMR
Aus hochgelagerten Behälter	Im SHB	ACP-100, mPower
	Außerhalb SHB	VK-300
Gewährleistung der langzeitlichen Kernbedeckung	Passiv mit Sumpf/Grube oder von oben in den RDB (DVI)	ACP-100, Flexblue, IRIS, NuScale, SMR-160, Westinghouse SMR
	Aktiv mit Sumpf/Grube	KLT-40S
	Aktiv aus KOKA	SCOR600
	Passiv mit Behälter	VK-300
Schnelle Druckangleichung SHB/RDB		NHR-200, RUTA-70
Kernbedeckung durch spezielle Konstruktion gesichert		MRX, TRIGA
Definitiv kein System zur Zirkulation vorhanden, Einspeisesysteme ausreichend		IMR, CAREM

### Maßnahmen und Systeme zur primärseitigen Druckentlastung



**Abb. 4.9** Primäre Druckentlastung über Ablaseventile in Behälter

Eine primärseitige Druckentlastung kann zum einen betrieblich über die Hauptwärmesenke bzw. sicherheitstechnisch über die Nachwärmeabfuhrsysteme (siehe *Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr* im gleichen Kapitel dieses Berichts) oder

aber durch Abblasen von Dampf aus dem Primärkreis, zumeist aus den Druckhaltern in verschiedene Behälter wie Abblasebehälter, die Kondensationskammern (ACP-100, CAREM, CNP-300, Flexblue, IRIS, mPower, SMART, TRIGA, VK-300, WWER-300) oder in die Sicherheitsbehälteratmosphäre (ACP-100, NuScale, Westinghouse SMR, evtl. UNITHERM, VBER-300) erfolgen. Ist der Abblasebehälter oberhalb des Primärkreises angeordnet, so kann das Kühlmittel über entsprechende Leitungen zurück in den Reaktor gespeist werden (z. B. ACP-100, IRIS). Ein Beispiel ist in Abb. 4.9 dargestellt.

In Tab. 4.6 sind die in den leichtwassergekühlten SMR Konzepten vorgesehenen Maßnahmen und Systeme zur primärseitigen Druckentlastung zusammengefasst.

**Tab. 4.6** Maßnahmen und Systeme zur primärseitigen Druckentlastung in leichtwassergekühlten SMR

Primärseitige Druckentlastung	Reaktoren
Abblasen in Behälter (z. B. KOKA, Abblasebehälter,...)	ACP-100, CAREM, CNP-300, Flexblue, IRIS, mPower, SMART, TRIGA, VK-300, WWER-300
Abblasen in den Sicherheitsbehälter	ACP-100, NuScale, UNITHERM*, VBER-300*, Westinghouse SMR
Durch Notkühlung (siehe Notkühlung)	Alle

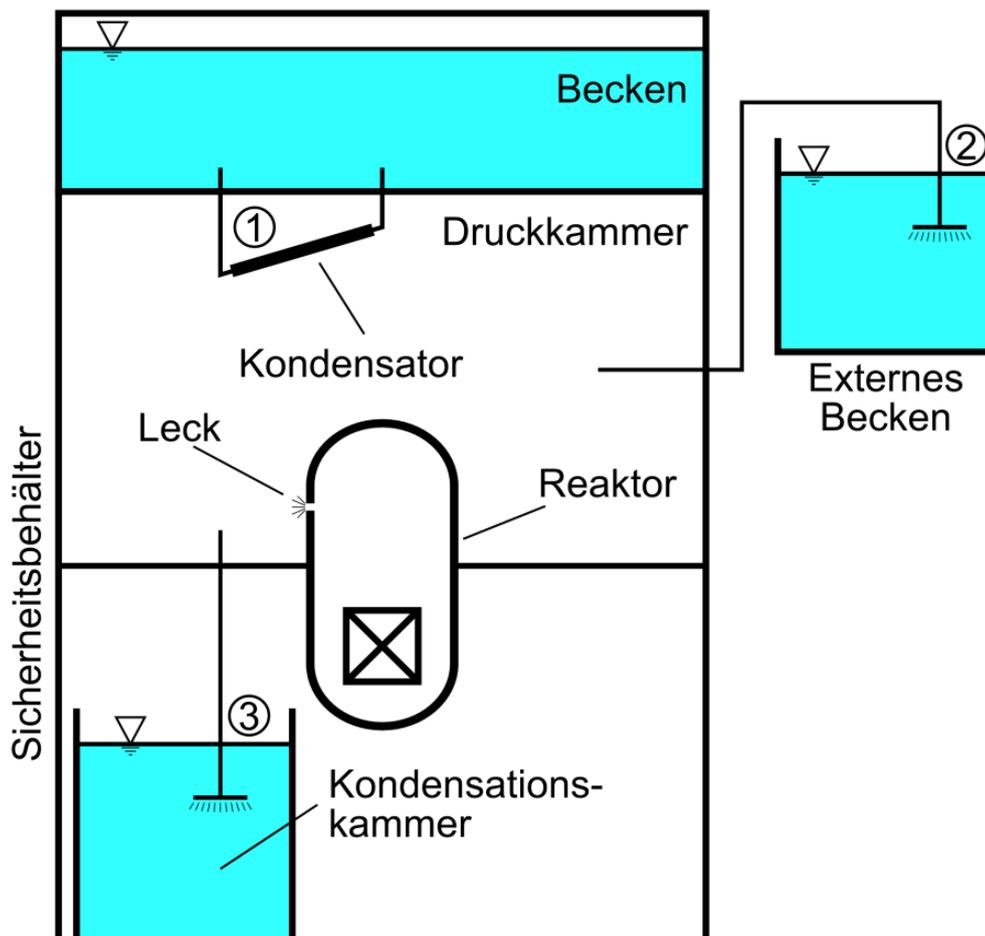
### Maßnahmen und Systeme zum Druckabbau des Sicherheitsbehälters

Zum Druckabbau des Sicherheitsbehälters während eines Kühlmittelverluststörfalls stehen den betrachteten SMR Konzepten die folgenden Maßnahmen und Systeme zur Verfügung:

- Gebäudekondensator,
- Einleiten des Dampfes in ein externes Becken,
- Einleiten des Dampfes in eine Kondensationskammer,
- Sprühen in die Sicherheitsbehälteratmosphäre
- konvektive Kühlung des Sicherheitsbehälters von außen.

In Abb. 4.10 sind drei der oben genannten Systeme dargestellt. Der Gebäudekondensator (Nummer 1) besteht aus einem geneigten Rohrbündel, das an einen mit Wasser gefüllten Behälter angeschlossen ist. Der Dampf in der Sicherheitsbehälteratmosphäre kondensiert an den Wärmeübertragerrohren und erwärmt dabei das in den Rohren enthaltene Kühlmittel, das bei Erreichen der Sättigungstemperatur verdampft. Es stellt

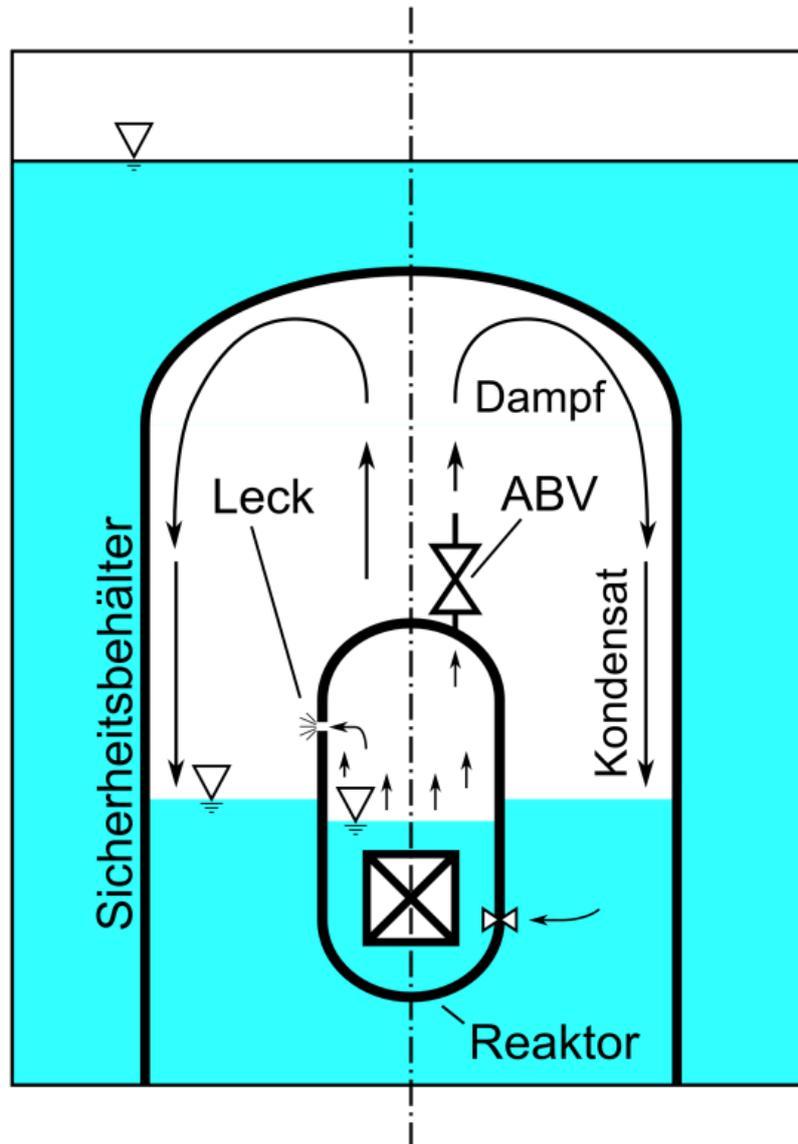
sich ein zweiphasiger Naturumlauf ein. Das System kann der Kategorie B nach der IAEA Definition passiver Systeme zugeordnet werden und wird in den SMR ACP-100, KLT-40S und VBER-300 eingesetzt. Weiterhin kann der Dampf aus dem Sicherheitsbehälter in einen externen Behälter (Nummer 2) oder in eine Kondensationskammer (Nummer 3) geleitet werden, in denen der Dampf anschließend kondensiert. Der CAREM, Flexblue, IRIS, KLT-40S, SCOR600 und VK-300 verwenden Systeme dieser Art.



**Abb. 4.10** Druckabbau des Sicherheitsbehälters durch einen Gebäudekondensator (1), Abblasen in ein externes Becken (2) oder in eine Kondensationskammer (3)

Eine weitere Möglichkeit ist die Kühlung des Sicherheitsbehälters von außen. Die SMR NuScale, SMR-160, Westinghouse SMR besitzen hierfür einen von Wasser umgebenen Sicherheitsbehälter (Abb. 4.11). Hier kondensiert der vom Leck im Primärkreis oder aber auch vom Abblaseventil (ABV) entweichende Dampf an der Sicherheitsbehälterinnenfläche bzw. an dafür vorgesehenen Wärmeübertragern. Das Kondensat strömt nach unten und sammelt sich im Sumpf, bzw. im SMR-160 Konzept oberhalb

des Reaktordruckbehälters. Die hier gezeigte Abbildung zeigt weiterhin ein Rückströmen des Kühlmittels in den Reaktordruckbehälter durch eine Direct Vessel Injection aus dem Sumpf (vergl. Abschnitt *Maßnahmen und Systeme zur Noteinspeisung*).



**Abb. 4.11** Druckabbau im Sicherheitsbehälters konvektive Außenkühlung

Eine weitere Maßnahme ist das Sprühen in die Sicherheitsbehälteratmosphäre. Dabei wird der Dampf im SHB auskondensiert, wodurch der Druck absinkt. Die Reaktoren CNP-300 und SMART nutzen dieses Konzept.

In Tab. 4.7 sind die in den leichtwassergekühlten SMR Konzepten vorgesehenen Maßnahmen und Systeme zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters zusammengefasst.

**Tab. 4.7** Maßnahmen und Systeme zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters in leichtwassergekühlten SMR

Druckentlastung Sicherheitsbehälter	Reaktoren
KOKA/Behälter	CAREM, Flexblue, IRIS, KLT-40S, SCOR600, VK-300
Gebäudekondensator (GEKO)	ACP-100, KLT-40S, VBER-300
Separater Naturumlauf in Becken	MRX
Sprühen in Sicherheitsbehälteratmosphäre	CNP-300, SMART
Kondensation an SHB-Innenwand (SHB von außen von Wasser umgeben)	NuScale, SMR-160, Westinghouse SMR

### Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung

Zur Schnellabschaltung des Reaktors stehen bei den betrachteten SMR Konzepten die folgenden Maßnahmen und Systeme zur Verfügung:

- Einfallen von Absorberstäben durch Gravitation,
- Einspeisung flüssigen Absorbers,
- Herausfallen der Brennelemente aus dem Kern.

Fast alle betrachteten SMR werden primär mittels einfallender Steuerstäbe abgeschaltet (außer FBNR). Der FBNR kann zwar über einen zentralen Steuerstab gesteuert werden, die Abschaltung des Reaktors wird aber durch die Deaktivierung der Hauptkühlmittelpumpe erreicht. Vor dem Anfahren des Reaktors befinden sich die kugelförmigen Brennelemente unterhalb des Kerns in der sogenannten Brennstoffkammer. Beim Hochfahren der Hauptkühlmittelpumpe wird diese Kammer durchströmt und die in ihr enthaltenen Kugeln nach oben in den Kern gedrückt. Ein Niederhalter dient der oberen Abgrenzung. Bei einer Abschaltung fallen die kugelförmigen Brennelemente aus dem Kern nach unten heraus und sammeln sich in unterkritischer Anordnung in der Brennstoffkammer, in der sie passiv gekühlt werden können.

Die Einspeisung flüssigen Absorbers kann passiv oder aktiv erfolgen. Die passiven Systeme basieren auf den schon beschriebenen passiven Einspeisesystemen. Zur Verfügung stehen hier unter Druck stehende Behälter (Druckspeicher; VK-300, VBER-300 sowie IMR) und Core-Make-Up-Tanks (CAREM, IRIS, Westinghouse SMR und evtl. SMR-160). Konzepte mit aktiven Einspeisesystemen sind KLT-40S, UNITHERM, VBER-300 und evtl. der CNP-300 und WWER-300. In Tab. 4.8 sind die in den leicht-

wassergekühlten SMR Konzepten vorgesehenen Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung zusammengefasst.

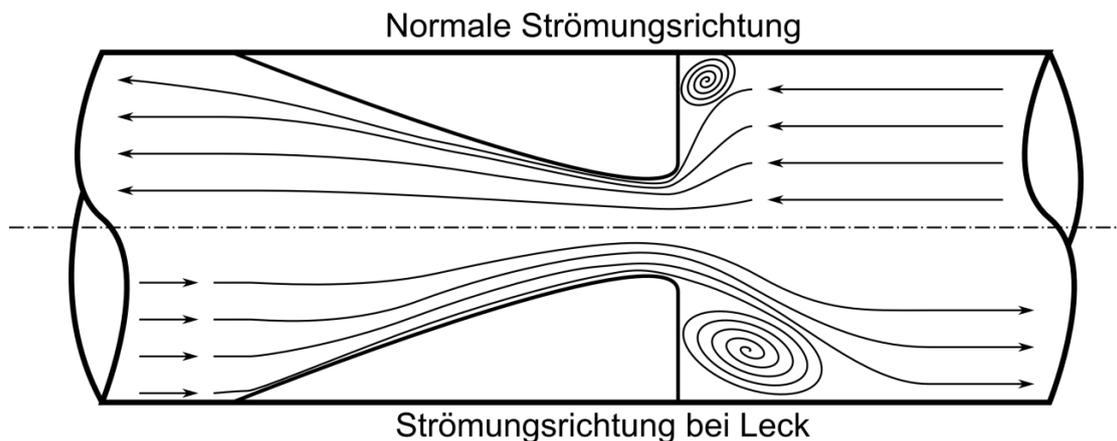
**Tab. 4.8** Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung bei leichtwassergekühlten SMR

Schnellabschaltung		Reaktoren
Steuerstäbe (Gravitation)		alle LWR außer FBNR
Einspeisung flüssigen Absorbers	Core Make Up Tank	CAREM, IRIS, SMR-160*, Westinghouse SMR
	Druckspeicher	VK-300, VBER-300, IMR
	Aktive Einspeisung	KLT-40S, UNITHERM, VBER-300, CNP-300*, WWER-300*
Spezielle Maßnahmen	Herausfallen der BE aus dem Kern durch Abschalten der HKMP	FBNR

Wie in Kap. 3.5 dargestellt, bestehen die Steuerstäbe in Leichtwasserreaktoren aus Silber-Indium-Cadmium-Legierungen ( $Ag\ In-Cd$ ), Borcarbid ( $B_4C$ ) oder Dysprosiumtitanat ( $Dy_2Ti_2O_7$ ), eingesetzte flüssige Absorber sind Borsäure ( $H_3BO_3$ ), Cadmiumnitrat ( $Cd(NO_3)_2$ ) sowie Natriumpentaborat ( $NaB_5O_8$ ).

### Weitere spezielle Systeme

#### Strömungsbegrenzer

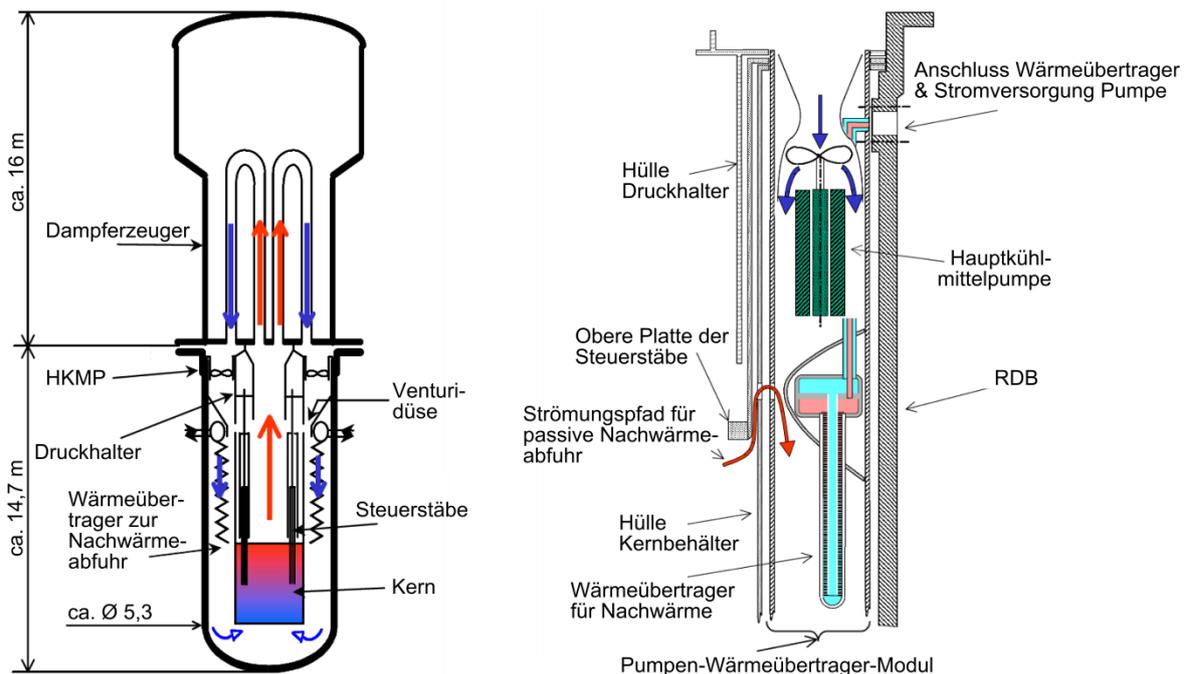


**Abb. 4.12** Beispiel eines Strömungsbegrenzers in Venturi-Ausführung

Die Anschlüsse in den Reaktordruckbehälter in den Konzepten KLT-40S sowie VBER-300 sind mit Strömungsbegrenzern ausgerüstet. Ein Strömungsbegrenzer basiert auf verschiedenen Strömungswiderständen, je nach Strömungsrichtung. In der folgenden Abb. 4.12 ist beispielhaft ein solcher Strömungsbegrenzer nach dem Prinzip einer Ven-

turidüse dargestellt. Die senkrechte Flanke wird in der normalen Strömungsrichtung direkt angeströmt, das dadurch entstehende Ablösegebiet ist deutlich kleiner, als bei der Überströmung der senkrechten Flanke, wenn das Fluid in die entgegengesetzte Richtung strömt. Bei einem Leck ist der Druckverlust über den Begrenzer dadurch deutlich größer als in der normalen Strömungsrichtung, wodurch der Leckmassenstrom begrenzt werden kann.

### Venturidüsen



**Abb. 4.13** SCOR600 Reaktordesign, Reaktordruckbehälter links, Pumpen- und Wärmeübertragermodul mit Venturidüse rechts /GAU 05/

Im TRIGA Power System (TPS) und SCOR600 sind Venturidüsen verbaut, um den Strömungsverlauf zu beeinflussen. In beiden Fällen sind die Venturidüsen auf der Druckseite der Hauptkühlmittelpumpen verbaut. Im Falle des SCOR600 befindet sich auf der Höhe der Strömungsverengung der Venturidüse eine Öffnung zum inneren Bereich unterhalb des Druckhalters. Diese Öffnung dient als Bypass für die Kühlmittelströmung bei einem Naturumlauf (siehe Abb. 4.13 rechts). Im Normalbetrieb ist der Druck auf der Druckseite der Pumpe größer als im heißen Bereich oberhalb des Kerns, so dass sich eine Strömung durch den Bypass einstellen würde. Die Verengung des Strömungsquerschnitts innerhalb der Venturidüse führt zu einer lokalen Erhöhung der Strömungsgeschwindigkeit und damit zu einer lokalen Verringerung des statischen Drucks, so dass das Kühlmittel nicht durch die Bypassöffnung, sondern durch die Düse

nach unten strömt und schließlich an der Kernunterseite wieder in den Kern eintritt /GAU 05/.

Das gleiche Prinzip verhindert, dass Kühlmittel aus dem kalten Bereich in den kalten Pool im TRIGA-Reaktor gelangt, wenn die Pumpen eingeschaltet sind. Im kalten Pool lagert ca. 91 % des Kühlmittelinventars des TRIGA. Es ist unterkühlt, geht aufgrund der Gestaltung des Primärkreises bei einem Leck in den Verbindungsleitungen nicht verloren und dient der Kernkühlung bei abgeschalteten Pumpen /SCH 92/.

In Tab. 4.9 sind weitere spezielle Maßnahmen und Systeme der leichtwassergekühlten SMR Konzepte zusammengefasst.

**Tab. 4.9** Weitere spezielle Systeme oder Maßnahmen bei leichtwassergekühlten SMR

Spezielle weitere Systeme/Maßnahmen	Reaktoren
Strömungsbegrenzer	KLT-40S, VBER-300
Venturidüsen	SCOR600, TRIGA

#### 4.3.2 Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR Konzepte

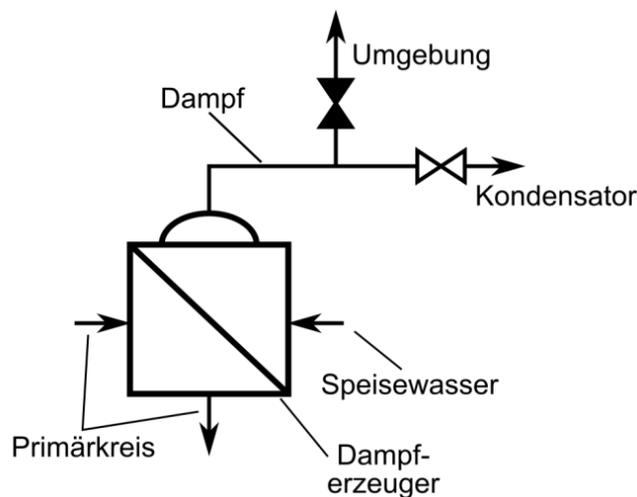
##### Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr

Die betriebliche Wärmeabfuhr erfolgt bei schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR beim einphasig gekühlten Konzept über Dampferzeuger und Kondensator sowie beim zweiphasig gekühlten Konzept über einen Dampf-Wasserseparator und Kondensator.

Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR verwenden die folgenden Systeme zur Abfuhr der Nachzerfallswärme:

- Naturkonvektion über hoch liegende Dampferzeuger bei einphasig gekühlten Konzepten,
- passive Kühlung durch hoch liegende Wasserpools bei zweiphasig gekühlten Konzepten und
- aktive Kühlung des Moderators in der Calandria (Moderatortank).

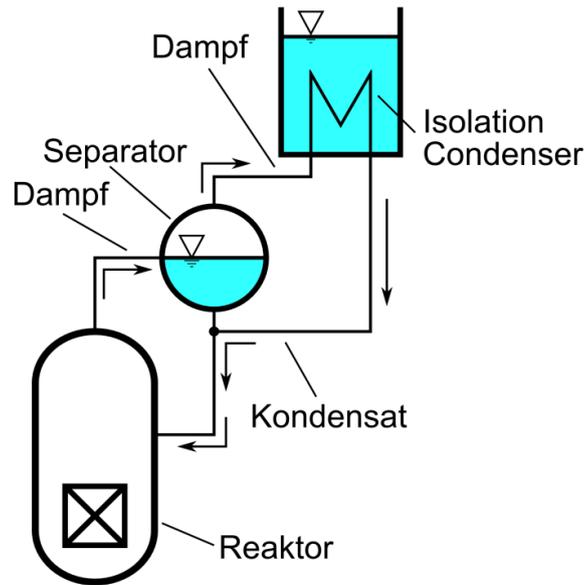
Bei schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR mit einphasigem Kühlmittelumlauf besteht bei Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen die Möglichkeit, die Nachwärme durch Naturkonvektion vom Kern zu den hoch gelegenen Dampferzeugern abzuführen (PHWR-200). Der sekundärseitige Dampf kann über den Kondensator die Wärme an die Hauptwärmesenke abgeben. Bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke kann der nicht kontaminierte Dampf über das Dach in die Umgebung abgeblasen werden. Die Anlage kann stabil gekühlt werden so lange die Versorgung der Dampferzeuger mit Speisewasser gesichert ist. Fällt diese Versorgung aus, besteht beim PHWR-200 die Möglichkeit, die Dampferzeuger nach einer Druckentlastung mit mobilen Pumpen über Löschwasseranschlüsse zu bespeisen. Eine prinzipielle Darstellung dieser Kühlungsart zeigt Abb. 4.14.



**Abb. 4.14** Kühlung über Dampferzeuger (PHWR-200)

Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR mit zweiphasigem Kühlmittel in vertikalen Druckröhren nutzen zur Nachwärmeabfuhr bei ausgefallenen betrieblichen Systemen Isolationskondensatoren (Isolation Condenser), die in hochgelegenen Wasserreservoirs installiert sind und mit dem Primärkreislauf in Verbindung stehen. Beim AHWR strömt aus dem Kern aufsteigender Dampf in den Wärmeübertrager, kondensiert und fließt durch Schwerkraft zurück zum Kerneintritt (s. Abb. 4.15 für den AHWR-300 LEU). Hier ist der Dampf-Wasserseparator an den Isolationskondensator innerhalb des im Containment-Dom angeordneten Wasserreservoirs angeschlossen.

Die Nachwärmeabfuhr kann zusätzlich durch aktive Kühlung des Moderators (PHWR-200, AHWR-300 LEU) mittels separater Kühlkreisläufe erfolgen. Diese Kühlsysteme können unabhängig von den betrieblichen Energieversorgungseinrichtungen betrieben werden.



**Abb. 4.15** Kühlung mit Isolations-Kondensator

In Tab. 4.10 wird aufgelistet, welche Reaktorkonzepte die oben beschriebenen Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr nutzen.

**Tab. 4.10** Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr von schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR

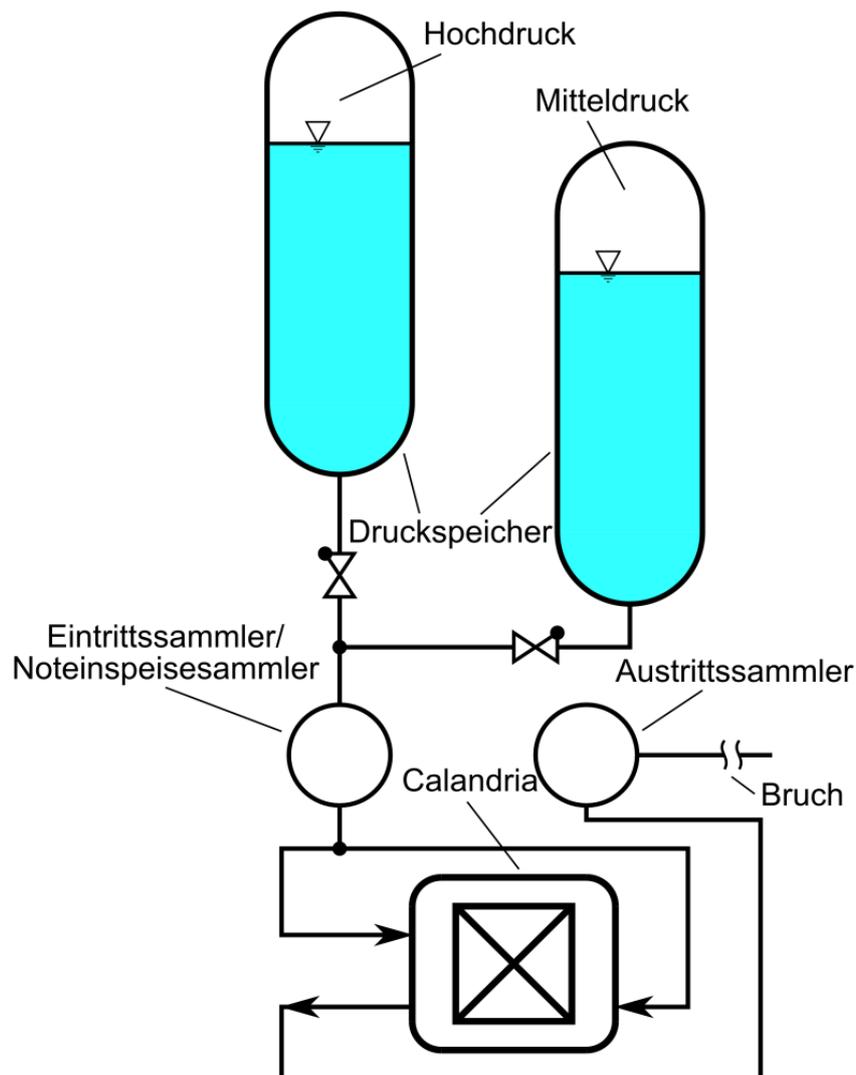
Nachwärmeabfuhr	Reaktoren
Aktiv über Kondensator	PHWR-200
Passiv über hochliegende Dampferzeuger (einphasiges Kühlmittel)	PHWR-200
Passiv über hoch liegende Wasserpools mit Isolation Condenser (zweiphasiges Kühlmittel)	AHWR-300 LEU
Aktive Calandriakühlung	PHWR-200, AHWR-300 LEU

### Maßnahmen und Systeme zur Noteinspeisung

Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR verwenden die folgenden Systeme zur Noteinspeisung:

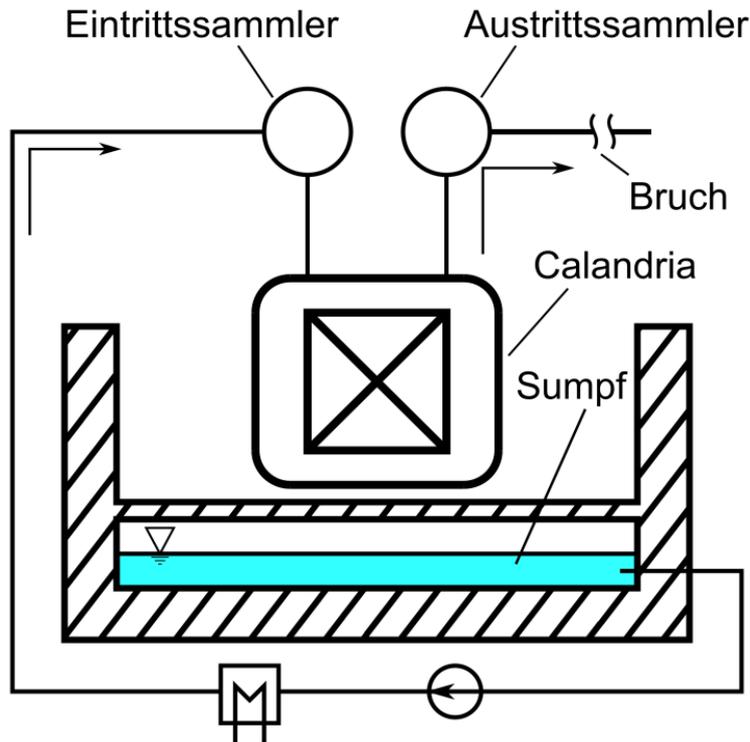
- Druckspeicher,
- aktive Not- und Nachkühlsysteme,
- passive Einspeisung aus hoch gelegenen Wassertanks und
- mobile Feuerwehropumpen.

Während der Druckentlastungsphase wird Kühlmittel meist in Druckspeichern bereitgestellt. Sinkt im Primärsystem der Druck unter den der Druckspeicher, öffnen sich Rückschlagklappen und das Kühlmittel aus den Druckspeichern wird in den Primärkühlkreislauf gefördert. In den betrachteten Schwerwasserkonzepten (PHWR-200 und AHWR-300 LEU) finden Druckspeicher für die Hochdruck-, wie die Mitteldruckeinspeisung Anwendung. Das Prinzip ist in Abb. 4.16 dargestellt.



**Abb. 4.16** Gestaffelte Druckspeichereinspeisung

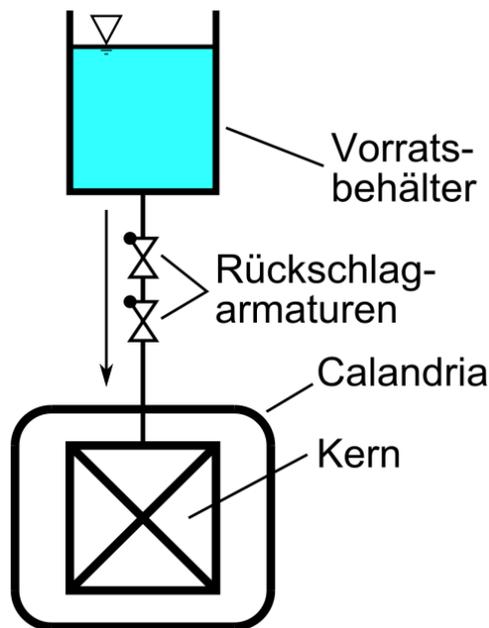
In der Niederdruckphase übernehmen vielfach aktive Einspeisesysteme die Kühlmittelergänzung zur Langzeitkühlung. Dabei wird beispielsweise das sich im Gebäudesumpf sammelnde Kühlmittel abgekühlt und in den Reaktorkühlkreislauf zurückgepumpt (PHWR-200). Das Schema dieser Art der Kühlmittelergänzung ist in Abb. 4.17 dargestellt.



**Abb. 4.17** Aktive Notbespeisung aus dem Gebäudesumpf

Eine weitere Art der Notbespeisung erfolgt passiv aus großen hoch gelegenen Vorratsbehältern. Diese Wasserreservoirare sind über Rohrleitungen mit dem Primärkühl-system verbunden. Dabei verhindert der hohe Systemdruck in Verbindung mit Rückschlagarmaturen das unbeabsichtigte Abfließen des Wassers oder das Überströmen von Dampf oder Wasser aus dem Primärsystem während des Normalbetriebs in die Vorratsbehälter. Wird das Primärsystem druckentlastet, öffnen die Rückschlagarmaturen und Kühlmittel strömt durch Gravitation zum Reaktor. Das Prinzip wird in Abb. 4.18 am Beispiel des AHWR-300 LEU dargestellt.

Die Vorratsbehälter sind so bemessen, dass mit dem gespeicherten Kühlmittelvolumen die ausreichende Bespeisung des Kerns über mehrere Tage erfolgen kann, ohne dass hierzu Fremdenergie oder Aktionen des Bedienpersonals notwendig sind. Im Falle des AHWR-300 LEU erfolgt die Notkühleinspeisung unmittelbar in die Brennelemente. Für diese Art der passiven Kühlmittleinspeisung liegen noch keine Erfahrungen vor. Es ist daher zu prüfen, ob sich durch die Verdampfung des Kühlmittels in den Kühlkanälen der Brennelemente innerhalb des Reaktorkerns Druckverhältnisse einstellen können, die eine ausreichende Bespeisung und damit Kühlung einzelner Druckröhren behindern könnten.



**Abb. 4.18** Schwerkafeinspeisung aus hochgelegendem Vorratsbehälter

Als weitere Option sieht das Konzept des PHWR-200 für den Fall des totalen Versagens der Notspeisesysteme die Möglichkeit vor, direkt in den Reaktorkern Kühlmittel mit mobilen Feuerweerpumpen einzuspeisen. Dabei ist sicherzustellen, dass die Nachwärme, wenn sie aus dem Reaktorkern durch das eingespeiste Notkühlmittel abgeführt wurde, auch aus dem Containment abgeführt werden kann, da sonst mit einem Ansteigen des Containment-Druckes gerechnet werden muss.

Tab. 4.11 gibt einen Überblick über die verschiedenen Maßnahmen und Systeme Einspeisemöglichkeiten bei schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR.

**Tab. 4.11** Maßnahmen und Systeme zur Noteinspeisung von schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR

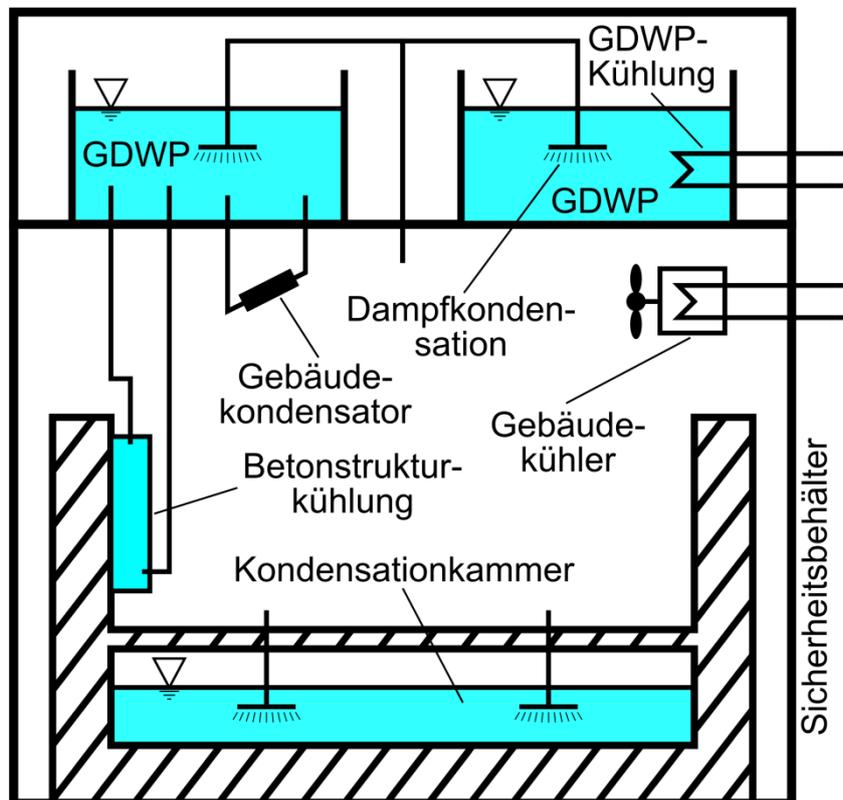
Noteinspeisung	Reaktoren
Druckspeicher (mehrfach mit Druckstaffelung)	PHWR-200, AHWR-300 LEU
aktive Einspeisesysteme (aus dem Gebäudesumpf)	PHWR-200
Einspeisung aus hochgelagertem Behälter	AHWR-300 LEU
aktive Noteinspeisung über Feuerlöschanschluss	PHWR-200

## Maßnahmen und Systeme zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters

Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR verwenden die folgenden Systeme zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters:

- KOKA, Abblasebehälter,
- Gebäudekondensator mit Naturumlauf im darüber liegenden Wassertank,
- aktive Gebäudekühler,
- passive Kühlung der Betonstrukturen und
- Dampfkondensation in Wasserbecken mit Wärmeübertrager.

Ein Kühlmittelverluststörfall kann zu einem Druckaufbau innerhalb des Sicherheitsbehälters führen, der durch geeignete Maßnahmen und Systeme abgebaut werden muss.



**Abb. 4.19** Systeme zum Druckabbau im Sicherheitsbehälter (GDWP: Gravity Driven Water Pool)

Prinzipiell werden sowohl aktive als auch passive Systemen genutzt. Viele Konzepte sehen große Wasservorlagen vor, in die das Gemisch aus Dampf und Sicherheitsbehälteratmosphäre eingeleitet wird. Durch Kondensation des Dampfanteils kann der Druckanstieg im Sicherheitsbehälter begrenzt werden. Diese Wasservorlagen können

sowohl im Gebäudesumpf (PHWR-200), als auch im Dom des Sicherheitsbehälters (AHWR-300 LEU) angeordnet sein. Abb. 4.19 stellt Systeme zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters für schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR dar.

Im Konzept des AHWR-300 LEU ist der GDWP<sup>28</sup>, eine in vier großen Behältern im Gebäudedom angeordnete Wasservorlage, von zentraler sicherheitstechnischer Bedeutung. Passive Systeme sowohl zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, aber auch zur Notkühlung des Reaktors sind unabsperbar mit dem GDWP verbunden. Um die notwendige Unterkühlung der Wasservorlage sicherzustellen, werden die Behälter während des Normalbetriebs durch aktive Wärmeabfuhrsysteme gekühlt.

Im Anschluss an die Druckentlastung des Primärsystems befindet sich ein hoher Dampfanteil in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters und weiterer Dampf wird aus dem Primärkreislauf in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Zur Entlastung des Sicherheitsbehälters können Gebäudekondensatoren dienen, die gebäudeseitig von der dampfhaltigen Atmosphäre um- beziehungsweise durchströmt werden. Dabei wird dem Gemisch aus Dampf und nichtkondensierbarem Gas Wärme entzogen, die durch Naturumlauf in den GDWP transportiert wird (AHWR-300 LEU). Dies führt zur Kondensation des Dampfes an den Kühloberflächen und damit zur Senkung des Dampfpartialdrucks und der Dampfkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre.

Betonstrukturen speichern in der Anfangsphase von Kühlmittelverluststörfällen große Wärmemengen. Diese Wärme wird in der Folge wieder an die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters abgegeben. Passive Kühlsysteme, die mit der Wasservorlage im Gebäudedom nicht absperbar verbunden sind (AHWR-300 LEU) können die gespeicherte Wärme aus den Betonstrukturen abführen und so die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters effektiv unterstützen.

Eine weitere Möglichkeit, der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters Energie zu entziehen, besteht in der Anwendung von aktiven Gebäudekühlern (PHWR-200). Diese Gebäudekühler sind mit externen aktiven Kühlkreisläufen verbunden. Zur Erhöhung der Wirksamkeit können diese Kühler durch Gebläse beaufschlagt werden. Die so

---

<sup>28</sup> Gravity Driven Water Pool

abgeführte Wärme wird dem Sicherheitsbehälter insgesamt entzogen und muss daher nicht in internen Wärmekapazitäten zwischengespeichert werden.

Während bei aktiven Systemen die Verfügbarkeit einer externen Wärmesenke und Fremdenergie sichergestellt werden muss, ist bei passiven Systemen, insbesondere bei solchen deren Funktionsweise auf Naturkonvektion beruhen, der sichere Anlauf zu gewährleisten.

Die Nutzung der möglichen Maßnahmen und Systeme zur Senkung des Drucks im Sicherheitsbehälter durch die unterschiedlichen SMR Konzepte ist in Tab. 4.12 zusammengefasst.

**Tab. 4.12** Maßnahmen und Systeme zur Druckabsenkung im Sicherheitsbehälter bei schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR

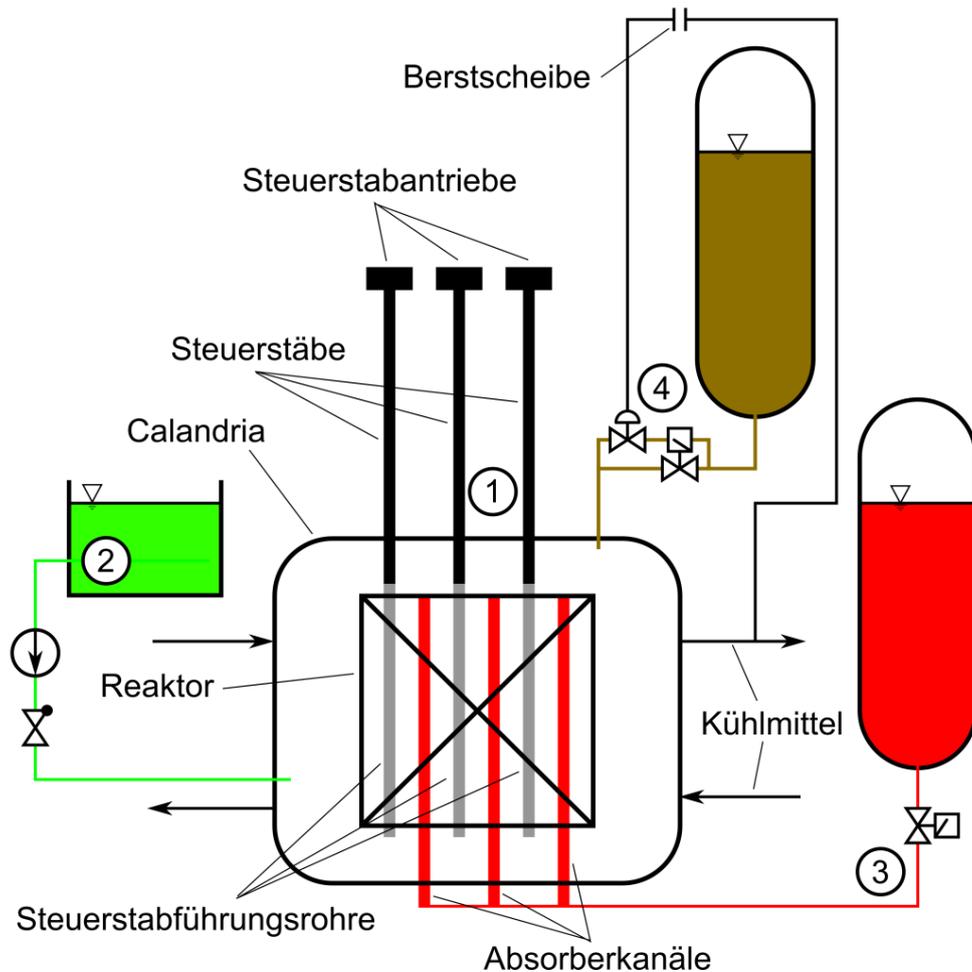
Druckentlastung Sicherheitsbehälter	Reaktoren
KOKA/Abblasebehälter	PHWR-200, AHWR-300 LEU
GEKO mit Naturumlauf in GDWP	AHWR-300 LEU
aktive Gebäudekühler	PHWR-200
passive Kühlung Betonstrukturen, Umlauf in GDWP	AHWR-300 LEU
Dampfkondensation in Becken mit Wärmeübertrager	AHWR-300 LEU

### Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung

Da bei Schwerwasserreaktoren Moderator und Kühlkreislauf getrennt sind, zielen Maßnahmen zur Kontrolle der Reaktivität auf eine Beeinflussung der Moderationsverhältnisse. Schwerwassermoderierte und -gekühlte SMR verwenden die folgenden Systeme zur Schnellabschaltung:

- Absorberstäbe,
- Moderatorvergiftung,
- Einspeisung von (flüssigem) Absorber.

Die verbreitetste Methode zum Erreichen einer Untermoderation ist der Eintrag von Abschaltstäben, die Absorbermaterial enthalten, in den Kernbereich.  $D_2O$ -moderierte Reaktoren sehen als diversitäre Abschaltung zumeist auch den Einsatz flüssiger Absorber vor, die zum Teil direkt in den Moderator eingespritzt werden. Dadurch wird auch langfristig die Unterkritikalität des Reaktors erreicht. Abb. 4.20 illustriert Abschalt-systeme, die in schwerwassermoderierten und -gekühlten SMRs zum Einsatz kommen.



**Abb. 4.20** Schnellabschalt- und Vergiftungssysteme von Schwerwasser-SMR, Steuerstäbe (1), Aktive Moderatorvergiftung (2), Passive Absorber-einspeisung (3), Passive Moderatorvergiftung (4)

Die Abschaltstäbe fallen im Anforderungsfall durch Schwerkraft (AHWR-300 LEU) oder durch Federkraft zusätzlich beschleunigt (PHWR-200) in die Führungsrohre ein.

Als diversitäre Abschaltssysteme werden bei schwerwassermoderierten und -gekühlten Reaktoren Einrichtungen zum Einbringen flüssiger Absorberlösungen in den Kernbereich verwendet. Die Variante, bei der die Absorberlösung in Standrohre innerhalb der Calandria eingespeist wird (PHWR-200) hat den Vorteil, dass der Einspeisevorgang bei Umgebungsdruck stattfindet und die Flutung der Kanäle sehr schnell erfolgen kann. Außerdem werden weder das Kühlmittel noch der Moderator mit dem Absorber verunreinigt. Nach dem Ablassen der Absorberlösung aus den Rohren innerhalb des Kernbereichs kann der Reaktor wieder angefahren werden.

Die Vergiftung des Reaktors und damit die Beendigung der Kettenreaktion können auch durch Einspeisung von Absorberlösung direkt in den Moderator erfolgen (AHWR-300 LEU). Dadurch wird eine sehr gleichmäßige Vergiftung erreicht.

Die flüssigen Absorberlösungen werden in Vorratstanks bereitgehalten, die mit einem Druckgaspolster beaufschlagt sind. Im Anforderungsfall werden die Absperrarmaturen geöffnet, so dass die Absorberlösungen in den Kernbereich einströmen können. Beim Konzept des AHWR-300 LEU löst beim Versagen der Öffnung der Absperrarmaturen eine Berstscheibe aus und ein paralleles Membranventil wird durch den Systemdruck geöffnet, sodass die Absorberlösung über diesen Weg in den Moderator gelangt.

Als Reservesystem und zur Sicherung langfristiger Unterkritikalität kann auch eine aktive Einspeisung von Absorberlösung in den Moderator dienen (PHWR-200). Mit diesem System kann im Bedarfsfall den übrigen Reaktivitätsverhältnissen entsprechend Absorber nachgespeist werden.

Die beschriebenen Möglichkeiten der Reaktorschnellabschaltung sind in Tab. 4.13 den betrachteten Reaktorkonzepten zugeordnet.

**Tab. 4.13** Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung in schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR

Schnellabschaltung		Reaktoren
Steuerstäbe (Gravitation)		AHWR-300 LEU, PHWR-200 zusätzlich mit Federkraft
Einspeisung von flüssigem Absorber	Passiv (durch Gasdruck) in Standrohre	PHWR-200
	Passiv in den Moderator	AHWR-300 LEU
Spezielle Maßnahmen	Reaktivitätsrückkopplungen	AHWR-300 LEU

### 4.3.3 Gasgekühlte SMR Konzepte

Die zur Kühlung verwendeten Gase in gasgekühlten SMR unterliegen im Betriebs- und im Störfalltemperaturbereich keinem Phasenwechsel. Allerdings sind die Wärmetransporteigenschaften der Gase bei niedrigem Druck sehr eingeschränkt.

## Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr

Gasgekühlte SMR Konzepte verwenden die folgenden Systeme zur Abfuhr der Nachzerfallswärme:

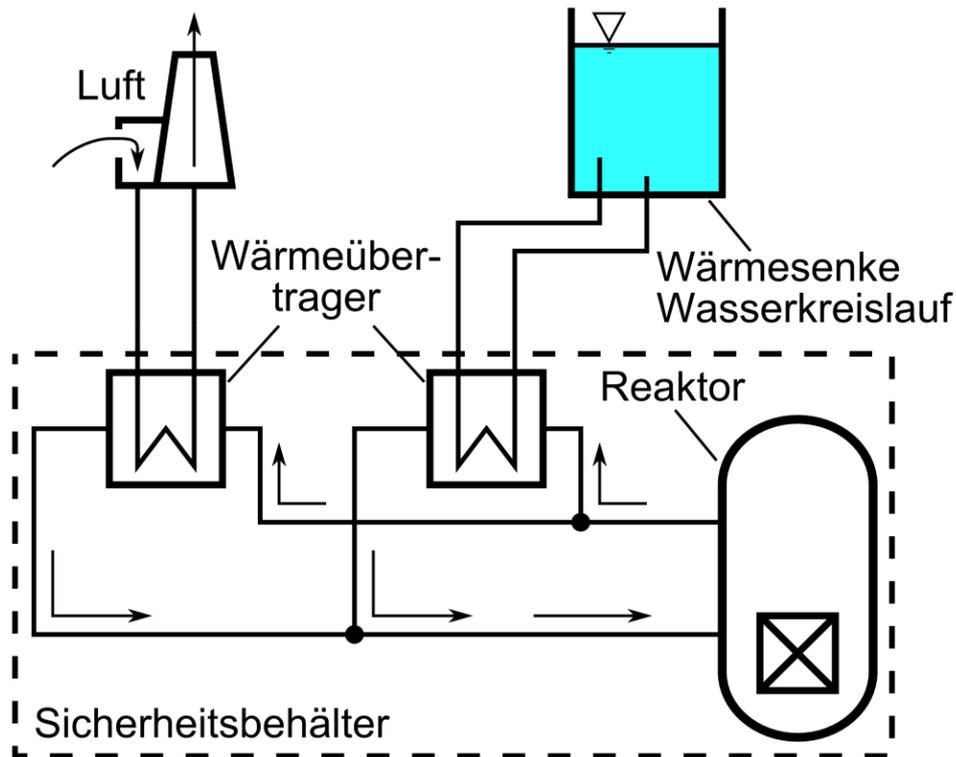
- direkte Reaktorhilfskühlung und
- Kühlung der Reaktorgrube.

Bei abgeschaltetem Reaktor nutzen alle Systemkonzepte aktive betriebliche Systeme zur Nachwärmeabfuhr an die Hauptwärmesenke. Bei geschlossenem Kühlkreislauf kann die Nachwärme auch durch Naturkonvektion aus dem Kern abgeführt werden. Beim Ausfall der Hauptwärmesenke sehen einige SMR direkte Kühlsysteme (DRACS<sup>29</sup>) für den Reaktorkern vor (z. B. EM<sup>2</sup>). Dabei wird die Wärme aus dem Reaktorkern durch Naturkonvektion zu Kühlern transportiert und dort durch Wasserkreisläufe an die Umgebung abgegeben. Für den Fall, dass auch die Wasserkühler nicht verfügbar sind, ist ein Naturzugsystem zur Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Primärsystem an die Umgebung vorgesehen. Dabei gibt das Primärkühlmittel die im Kern aufgenommene Wärme an einen Kühler ab, der sekundärseitig von Luft durchströmt wird. Die Kühlluft wird unmittelbar aus der Umgebung zugeführt und über einen Kamin wieder abgegeben. Die Prinzipien der direkten Reaktorhilfskühlung sind in Abb. 4.21 schematisch dargestellt.

Bei Störfällen mit Druckentlastung reicht die Naturkonvektionsströmung mit reinem Helium nicht mehr aus, um die Nachzerfallswärme aus dem Kern abzuführen. Das Konzept des schnellen gasgekühlten EM<sup>2</sup> sieht daher die Druckbefüllung des Sicherheitsbehälters mit Argon vor. Während der Druckentlastung des Primärsystems mischt sich das Helium mit dem Argon. Das Gasgemisch hat anschließend eine genügend große spezifische Wärme und Dichte, um mittels Naturkonvektion die Nachwärme aus dem Reaktor zu den Wärmeübertragern der Hilfskühlsysteme zu transportieren, ohne dass die kritische Temperatur 1.600 °C, ab der die TRISO-Partikel des Brennstoffs Spaltprodukte freisetzen, überschritten wird /CHO 13/.

---

<sup>29</sup> Direct Reactor Auxiliary Cooling System

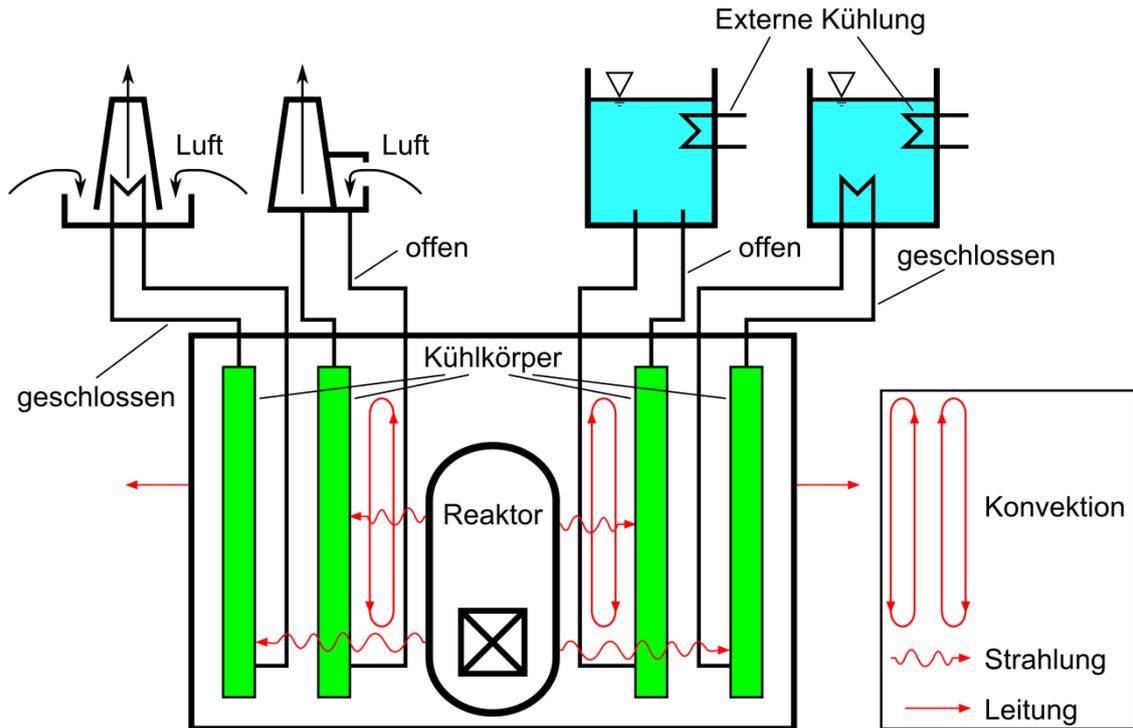


**Abb. 4.21** Hilfskühlkreisläufe zur direkten Reaktorkühlung

Bei postulierten Störfällen mit Ausfall der Zwangskühlung ermöglichen die geringe Leistungsdichte im Kern und die hohe Temperaturbeständigkeit der keramischen Kernstrukturen gasgekühlter SMR die passive Nachwärmeabfuhr. Hierzu werden in der Reaktorgrube vor den Betonwänden Flächenkühler installiert, die über Wasser- oder Luftkreisläufe den Transport der Wärme in die Umgebung ermöglichen. Dazu wird die Nachzerfallswärme durch Leitung, Strahlung und Konvektion vom Kern zur Behälterwand des Reaktor Druckbehälters transportiert und von dort mittels Strahlung und Konvektion an die Flächenkühler übertragen. Die verschiedenen Varianten der Nachkühlung für die Reaktorgrube sind in Abb. 4.22 schematisch dargestellt.

Einige Systeme führen die Wärme einem großen, aber begrenzten Wasserreservoir zu, das mit der Zeit ausdampfen kann. Die Zeit und damit die benötigte Wassermenge müssen dann so bemessen sein, dass die Nachwärmeleistung bei Verdampfung des kompletten Wasservorrats bereits so weit abgeklungen ist, dass auch durch Luftkühlung keine unzulässigen Temperaturen im Reaktor erreicht werden.

Einige SMR Konzepte sehen auch die Möglichkeit der passiven Wärmeabfuhr aus der Reaktorgrube durch direkte Wärmeleitung an die Umgebung vor.



**Abb. 4.22** Kühlsysteme für die Reaktorkaverne zur passiven Nachwärmeabfuhr

Tab. 4.14 enthält eine Zuordnung der verschiedenen Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr zu den betrachteten SMR.

**Tab. 4.14** Systeme und Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr bei gasgekühlten SMR

Notkühlung (Wärmeabfuhr)	Reaktoren	
Direktes Reaktorhilfskühl-system	Passiv mit Wasserkreislauf	EM <sup>2</sup>
	Passiv mit Naturzugkühlung	EM <sup>2</sup>
	Aktiv über Kondensator	Alle
Wärmeabfuhr durch Küh-lung der Reaktorgrube	Passiv mit geschlossenem Wasser-kreislauf	ANTARES, HTR-PM, PBMR
	Passiv mit offenem Luftkreislauf	GT-MHR, GTHTR
	Passiv, direkte Wärmeleitung in die Umgebung	Adams Engines, GT-MHR, PBMR, U-Battery

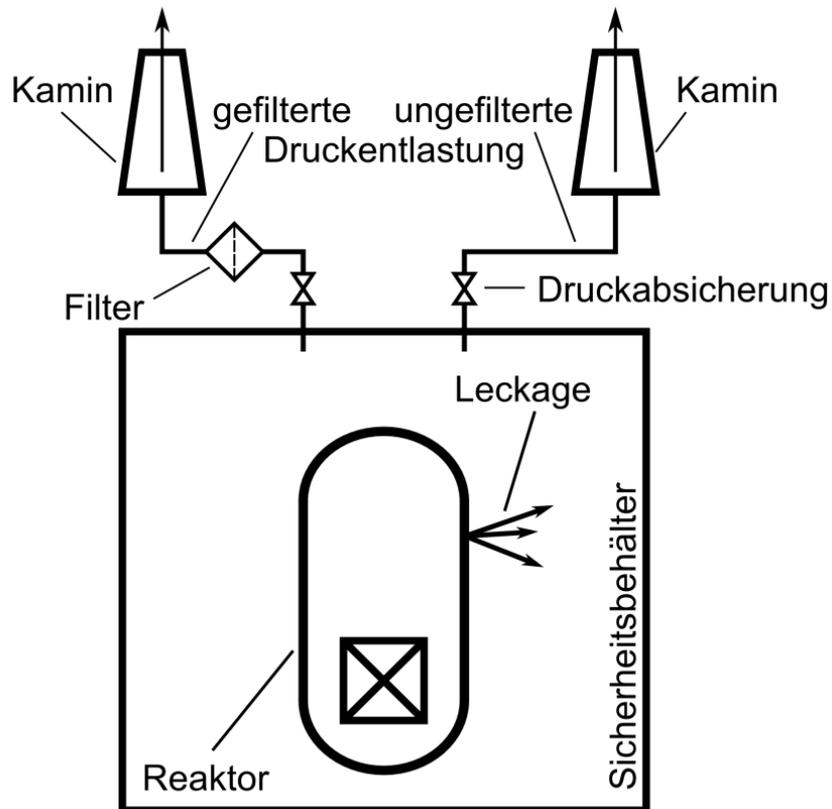
### Systeme und Maßnahmen zur Noteinspeisung

Bei gasgekühlten Reaktoren wird die Nachwärme bei einem Kühlmittelverlust durch Wärmeleitung durch die Kernstrukturen, Wärmestrahlung sowie Konvektion an die Umgebung abgeführt. Eine Nachspeisung mit Kühlmittel ist in den betrachteten SMR-Konzepten nicht vorgesehen.

Eine besondere Maßnahme stellt die Argonatmosphäre im Sicherheitsbehälter des EM<sup>2</sup>-Konzepts dar. Im Falle eines Störfalls mit Druckentlastung des Primärsystems wird der Sicherheitsbehälter nicht druckentlastet. Laut /ASM 14/ verschlechtert die Möglichkeit der Nachwärmeabfuhr durch Naturkonvektion. Durch Wegfallen der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters wird dieser Effekt abgemildert. Unter den sich einstellenden Druckverhältnissen ist die Gasmischung aus Helium und dem zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters eingesetzten Argon in der Lage, die Nachwärme aus dem Reaktorkern durch Naturkonvektion zu den passiven Notkühlsystemen (hier DRACS) zu transportieren. Eine Nachspeisung von Kühlmittel ist auch hier nicht vorgesehen.

### **Systeme und Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters**

Die Primärsysteme gasgekühlter Reaktoren enthalten aufgrund der niedrigen Leistungsdichte und damit großen Abmessungen der Reaktorkerne große Mengen an Kühlgas, das nicht kondensierbar ist. Je nach Anlagenkonzept steht das Kühlmittel unter mehr oder weniger hohem Druck. Bei einem Bruch der druckführenden Umschließung expandiert das Kühlgas in den Sicherheitsbehälter. Nur wenige Konzepte sehen ein Volldruck-Containment für den Primärkreislauf vor (Adams Engine, EM<sup>2</sup>). Alle übrigen Konzepte setzen auf eine frühe Druckentlastung des Sicherheitsbehälters noch während der Druckentlastungsphase des Primärkreises. Die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters soll dabei über ein Entlastungssystem und den Abluftkamin in die Umgebung erfolgen. Erst bei Erreichen eines relativ niedrigen Druckniveaus soll der Abschluss des Sicherheitsbehälters erfolgen, um Spaltprodukte zurückzuhalten, die im weiteren Störfallverlauf möglicherweise freigesetzt werden, da diese Konzepte davon ausgehen, dass während des dem Störfall vorausgehenden Betriebs nur vernachlässigbare Mengen an Spalt- und Aktivierungsprodukten in das Kühlmittel freigesetzt werden und deren Freisetzung keine radiologische Relevanz für die Umwelt hätte. Dabei ist jedoch noch zu klären, ob insbesondere bei Reaktorkonzepten mit beweglichen kugelförmigen Brennelementen der durch Reibung entstehende radioaktiv belastete Staub eine Filterung des abgeblasenen Kühlmittels erforderlich macht. In Abb. 4.23 sind die unterschiedlichen Varianten der diskutierten Druckentlastungssysteme skizziert. Eine Zuordnung der vorgesehenen Maßnahmen zur Druckentlastung der Sicherheitsbehälter wurde in Tab. 4.15 zu den betrachteten SMR vorgenommen.



**Abb. 4.23** Sicherheitsbehälter-Druckentlastung gasgekühlter SMR

**Tab. 4.15** Systeme und Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei gasgekühlten SMR

Druckentlastung Sicherheitsbehälter		Reaktoren
Keine Druckentlastung		Adams Engine, EM <sup>2</sup>
Druckentlastung durch Abblasen in die Umgebung	Gefiltert	GTHTR, PBMR
	Ungefiltert	HTR-PM, PBMR
	Keine Angabe	ANTARES, GT-MHR, U-Battery
Keine Angabe über Containment-Konzept		SC-GFR

### Systeme und Maßnahmen zur Schnellabschaltung

Zur Schnellabschaltung des Reaktors stehen bei den betrachteten SMR Konzepten die folgenden Maßnahmen und Systeme zur Verfügung:

- Einfallen von Absorberstäben durch Gravitation,
- Regelzylinder,
- Einbringen von Absorberpartikeln.

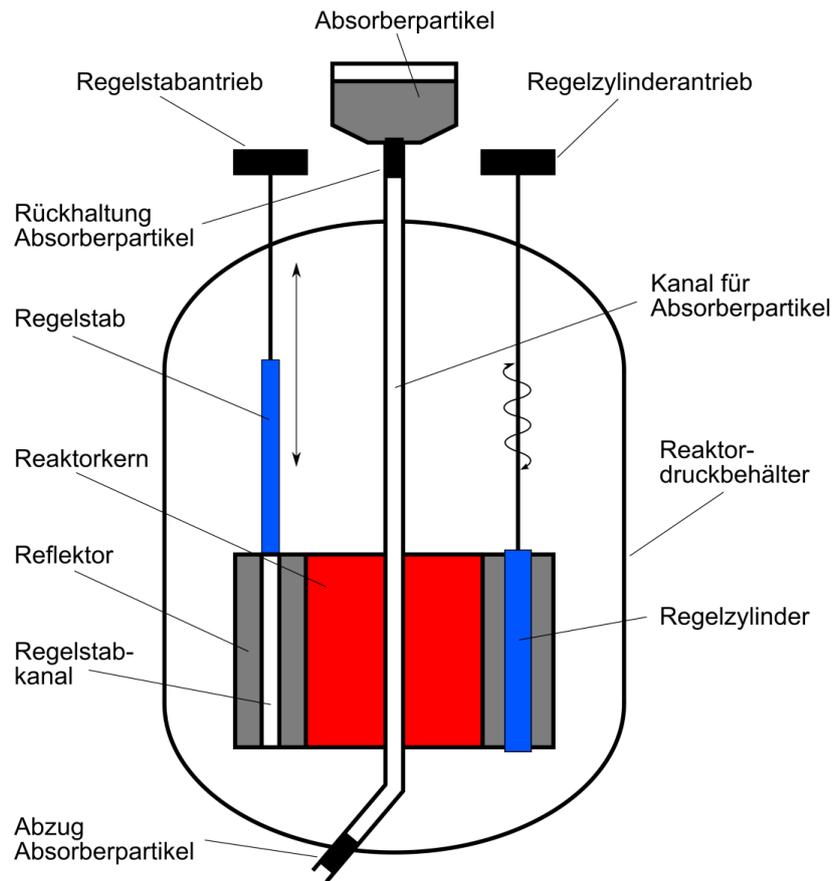
Zur Leistungsregelung werden üblicherweise Steuerstäbe mit Absorbermaterial in den Kern- oder Reflektor eingefahren. Zur Schnellabschaltung sind diese Systeme nicht in allen Fällen ausgelegt. Zusätzliche Stäbe mit hoher, negativer Reaktivität werden bei allen Konzepten außerhalb des Kerns bereitgehalten. Bei Anforderung fallen sie durch Gravitation in den Kern oder angrenzende Reflektorbereiche ein. Die Abschaltstäbe werden während des Normalbetriebs aktiv in ihrer Position gehalten. Bei Störungen der Stromzufuhr oder Anforderung durch den Reaktorschutz öffnen die Halterungen und geben die Abschaltstäbe frei. Eine Alternative stellen Regelzylinder dar, deren Werkstoff zum Teil mit Absorbermaterial versetzt oder beschichtet ist. Die Zylinder sind jeweils in den seitlichen Reflektor des Reaktorkerns integriert. Durch Drehung des Zylinders wird dem Kern negative Reaktivität zugeführt oder entzogen. Die Drehung des Zylinders erfolgt auf einer vertikalen Spindel, wobei der Zylinder beim Wegdrehen der absorbierenden Teile angehoben wird. Bei Anforderung durch den Reaktorschutz oder Störung der Stromversorgung kehrt der Regelzylinder durch Gravitation in seine Abschaltposition zurück. In Abb. 4.24 sind die verschiedenen Maßnahmen, beziehungsweise Einrichtungen zur Reaktorabschaltung schematisch dargestellt.

Eine weitere Möglichkeit der Abschaltung ist das Einbringen von Absorberpartikeln in dafür vorgesehene Kanäle im Kernbereich. Ein oberhalb des Reaktors angebrachter Vorratsbehälter enthält dabei die Absorberpartikel in Form von kleinen Kugeln oder Pellets. Die Verbindung zwischen Vorratsbehälter und Kernkanälen wird aktiv geschlossen gehalten. Bei Störungen der Stromversorgung oder Anforderung durch den Reaktorschutz öffnet die Zuhaltung und die Partikel rieseln durch Schwerkraft in die Abschaltkanäle.

Die unterschiedlichen Abschaltprinzipien und -mechanismen sind in Tab. 4.16 zusammengefasst und den betrachteten Reaktorkonzepten zugeordnet.

**Tab. 4.16** Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung gasgekühlter SMR

<b>Schnellabschaltung</b>		<b>Reaktoren</b>
Steuerstäbe (Gravitation)		alle gasgekühlten Reaktorkonzepte
Regelzylinder (Gravitation)	Einschwenken durch Gravitation	Adams Engine, EM <sup>2</sup>
Partikelabsorber (Gravitation)	Absorberkugeln	HTR-PM
	Absorberpellets	GTHTR



**Abb. 4.24** Schellabschaltssysteme für gasgekühlte Reaktoren

#### 4.3.4 Flüssigmetallgekühlte SMR Konzepte

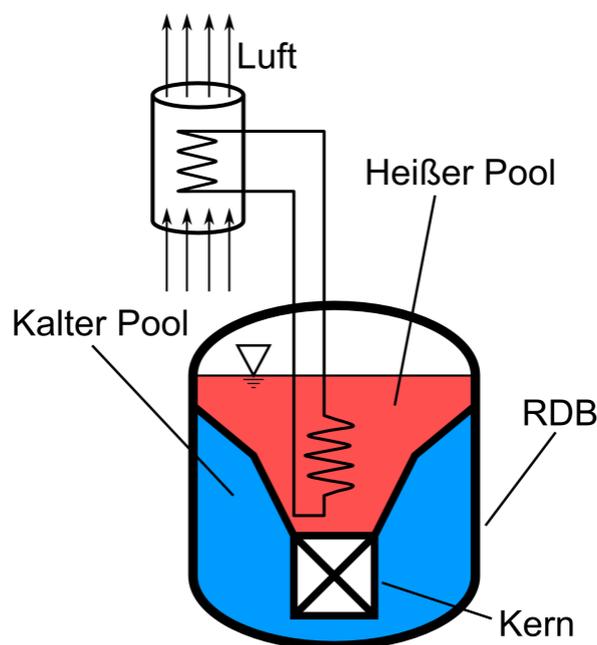
##### Systeme und Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr

Die betrachteten flüssigmetallgekühlten SMR Konzepte weisen die folgenden Systeme zur Abfuhr der Nachzerfallswärme auf:

- Abfuhr der Wärme direkt aus dem Primärkreis über einen separaten passiven Kühlkreislauf an die Umgebungsluft (DRACS/DHRS),
- Passive Außenkühlung des Reaktordruckbehälters mittels Luftumströmung (RVACS),
- Wärmestrahlung vom Reaktordruckbehälter zum luftgekühlten Sicherheitsbehälter.

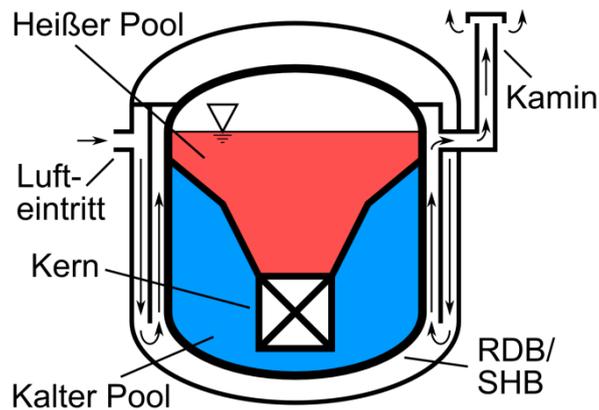
Steht die Hauptwärmesenke nicht zur Verfügung, setzen die meisten flüssigmetallgekühlten SMR Konzepte auf die Systeme DRACS (oder DHRS) und RVACS.

Das Akronym DRACS steht für *Direct Reactor Auxiliary Cooling System*. Es kommt in den SMR ARC-100, SSTAR, STAR-H2, STAR-LM, TWR sowie CEFR und PFBR-500 vor, wobei es bei den beiden zuletzt genannten SMR DHRS (*Decay Heat Removal System*) heißt. Das DRACS besteht aus einem separaten im Naturumlauf betriebenen Kreislauf, der über einen Wärmeübertrager im Primärkreis die Nachwärme aufnimmt und anschließend über einen Luftwärmeübertrager an die Umgebung abgibt. Als Kühlmittel in den Kreisläufen wird im CEFR und PFBR-500 Natrium und im ARC-100 und TWR ein NaK-Eutektikum verwendet, das eine deutlich niedrigere Schmelztemperatur als reines Natrium aufweist, abhängig je nach Kaliumkonzentration. In Abb. 4.25 ist das DRACS/DHRS Konzept dargestellt.



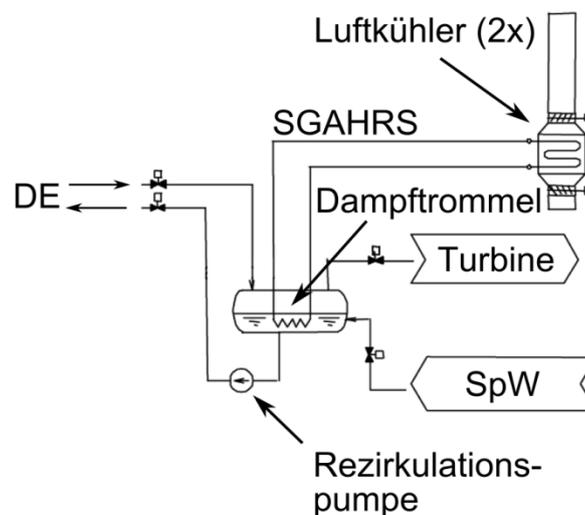
**Abb. 4.25** DRACS/DHRS zur Nachwärmeabfuhr in LMR (nach /CHE 06/)

Beim RVACS handelt es sich um eine konvektive Außenkühlung des Reaktor Druckbehälters bzw. des ihn umgebenden Sicherheitsbehälters durch eine Luftumströmung. Es wird beim 4S, ARC-100, ENHS, LSPR, PEACER, PRISM, SSTAR, STAR-H2, STAR-LM und TWR eingesetzt. RVACS ist die Abkürzung für *Reactor Vessel Auxiliary Cooling System*. Lediglich beim TWR steht RVACS für *Reactor Vessel Air Cooling System*. Wie in Abb. 4.26 dargestellt, besteht das System aus einem oder mehreren Lufteinlässen. Die Luft wird zunächst zur Unterseite des Reaktor Druckbehälters/Sicherheitsbehälters geleitet und umgelenkt. Bei Überströmen der Oberfläche nimmt sie die Wärme aus dem Primärkreis auf. Die Luft wird über hochgelegene Austritte (meist Kamine) wieder an die Umgebung abgegeben.



**Abb. 4.26** RVACS zur Nachwärmeabfuhr in LMR (nach /IAE 07/)

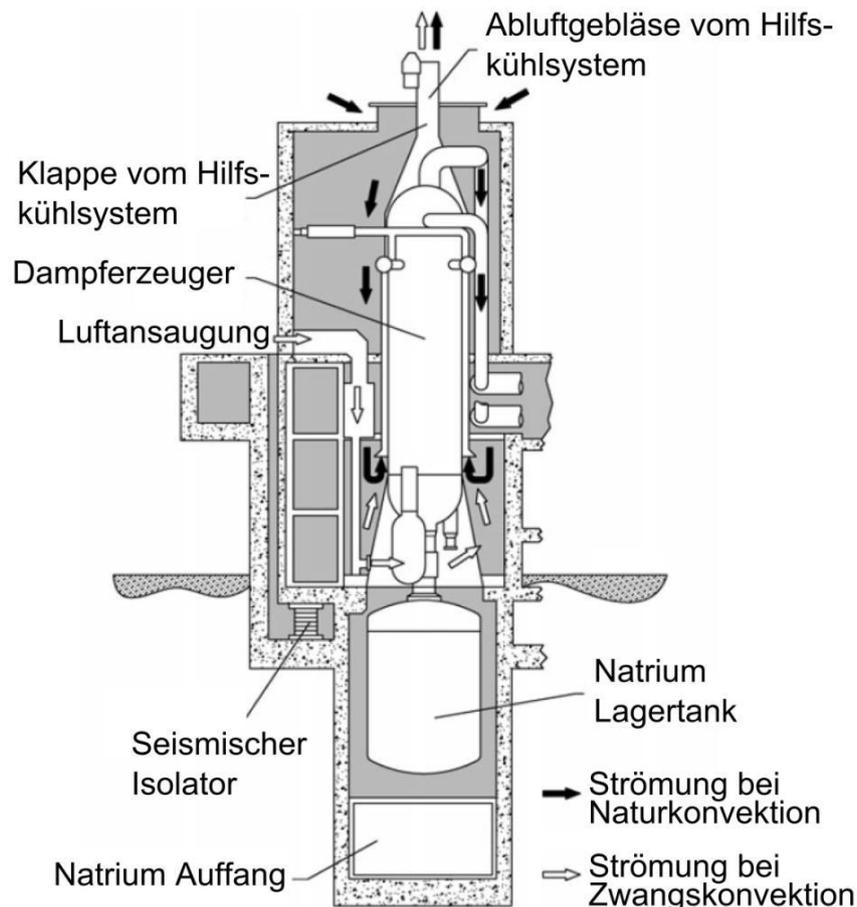
Der BREST-300 kann die Nachzerfallswärme aus dem Primärkreis über Konvektion und Wärmeleitung an den Reaktor Druckbehälter und von dessen äußerer Oberfläche anschließend über Wärmestrahlung an den Sicherheitsbehälter übertragen. Der Sicherheitsbehälter besteht aus Stahlbeton mit eingearbeiteten Luftkanälen. Die in den Kanälen zirkulierende Luft kann bei einer Temperatur von ca. 450 °C bis zu 3,5 MW Wärme abführen.



**Abb. 4.27** SGAHR des LSPR zur Abfuhr der Nachwärme aus dem Sekundärkreis (DE = Dampferzeuger, SpW = Speisewasser) /IAE 07/

Weiterhin kann beim BREST-300 bis zu 14 MW Nachwärme auch über einen am Wasser/Dampf-Kreislauf angeschlossenen Dampf-Luft-Wärmeübertrager an die Umgebung abgeführt werden. Ein ähnliches System besitzt der LSPR. Es trägt den Namen SGAHR (Steam Generator Auxiliary Heat Removal System). Der Sekundärkreis des LSPR beinhaltet eine Dampftrommel in die der in den Dampferzeugern erzeugte

Frischdampf hineingeleitet und getrocknet wird. Das bei der Trocknung anfallende Wasser wird mit dem Speisewasser vermischt und in die Dampferzeuger zurückgeleitet. Der Wärmeübertrager des SGAHRS befindet sich in der Dampftrommel. Über einen separaten Kreislauf wird die Wärme an die Umgebungsluft abgegeben /IAE 07/. Das System SGAHRS ist in Abb. 4.27 dargestellt.



**Abb. 4.28** Dampferzeuger mit ACS zur Nachwärmabfuhr im PRISM Konzept /TRI 12/

Im PRISM-Design kann die Nachwärme u. a. über eine Außenkühlung der Dampferzeuger abgeführt werden (*ACS, Auxiliary Cooling System*). Im zylindrischen Dampferzeuger durchströmt das Wasser/Dampfgemisch die Wärmeübertragerrohre, das Kühlmittel Natrium befindet sich außerhalb der Rohre. Über die Dampferzeugerwand kann mittels konvektiven Wärmeübergangs die Nachwärme an die den Dampferzeuger umgebende Luft übertragen werden. Die Umströmung der Dampferzeuger erfolgt entweder mittels erzwungener Konvektion (angetrieben durch ein Gebläse) oder freier Konvektion. Die Strömungspfade dazu sind in Abb. 4.28 dargestellt. Das System muss aktiv initialisiert werden, indem die obere Klappe des Hilfskühlungs-systems geöffnet wird

und gegebenenfalls das Gebläse gestartet wird, da ansonsten der Dampferzeuger auch im Normalbetrieb gekühlt würde /TRI 12/.

**Tab. 4.17** Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr bei flüssigmetallgekühlten SMR

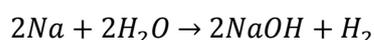
Notkühlung	Reaktoren
RVACS	4S, ARC-100, ENHS, LSPR, PEACER, PRISM, SSTAR, STAR-H2, STAR-LM, TWR
DRACS	ARC-100, CEFR, PFBR-500 SSTAR, STAR-H2, STAR-LM, TWR
IRACS	4S
Luftströmung um DE (ACS)	PRISM
Luftkanäle im SHB	BREST-OD-300
Passive Sekundärkreiskühlung Dampf/Luft	BREST-OD-300, LSPR

### Systeme und Maßnahmen zur Notbespeisung

Für die Notbespeisung des Primärkreises zur Sicherstellung der Kernbedeckung nach einem Kühlmittelverluststörfall sind in allen Konzepten keine besonderen Systeme vorgesehen. In den flüssigmetallgekühlten Reaktoren ist der Primärdruck immer ungefähr gleich dem Umgebungsdruck, da die Verdampfungstemperaturen der verwendeten Kühlmittel so hoch sind, dass diese im Normalfall nicht erreicht werden. Der Reaktor-druckbehälter ist in den meisten betrachteten Konzepten von einer Schutzhülle (*Guard Vessel*) umgeben, der entweder aus Stahl oder auch Stahlbeton (z. B. BREST-300) gefertigt wird und das austretende Kühlmittel auffangen kann. Der Spalt zwischen Schutzhülle und Reaktordruckbehälter ist so dimensioniert, dass der Füllstand in den Reaktoren immer hoch genug bleibt, um die Kühlmittelüberdeckung des Kerns zu gewährleisten.

### Systeme und Maßnahmen bei einem Dampferzeugerheizrohrleck

Die Kühlmittel der untersuchten flüssigmetallgekühlten SMR sind Natrium, Blei, LBE (Blei-Bismut-Eutektikum) oder Lithium (nur SMR Konzept RAPID-L). Bei Natrium muss in Verbindung mit einem Wasser-/Dampfkreislauf besonders darauf geachtet werden, dass das Kühlmittel nicht mit dem Wasser oder dem Dampf in Berührung kommt, da Natrium mit Wasser in einer stark exothermen Reaktion unter Bildung von Natriumhydroxid und Wasserstoff nach der folgenden Summenformel reagiert:



In Tab. 4.18 ist zu erkennen, dass alle SMR mit Natriumkühlung einen weiteren Kreislauf besitzen. Dabei handelt es sich immer um einen Zwischenkreislauf, in dem ebenfalls Natrium zirkuliert. Ziel ist es, dass bei einem potentiellen Dampferzeugerheizrohrleck kein kontaminiertes Natrium mit Wasser reagiert. Lediglich der RAPID besitzt keinen Zwischenkreislauf. Die Wärme aus dem Reaktor wird aus dem Primärkreis mittels Wärmerohre an thermoelektrische Module weitergeleitet. Sekundärseitig sind diese Module mit weiteren Wärmerohren verbunden, die letztlich von einem Wasserkreislauf gekühlt werden. Der Wärmestrom durch die thermoelektrischen Module erzeugt schließlich die nutzbare Leistung (Seebeck-Effekt). Der Natriumkreislauf ist somit über die Wärmerohre und die thermoelektrischen Module vom Wasser isoliert.

**Tab. 4.18** Kühlmittel der betrachteten LMR, Anzahl Kreisläufe und Art des Kreisprozesses zur Erzeugung von Elektrizität

Name	Land	Kühlmittel	Kreisläufe	Kreisprozess
4S	Japan	Natrium	3	Clausius-Rankine
ANGSTREM	Russland	LBE	2	Clausius-Rankine
ARC-100	USA	Natrium	3	Joule (CO <sub>2</sub> )
BREST-OD-300	Russland	Blei	2	Clausius-Rankine
CEFR	China	Natrium	3	Clausius-Rankine
ENHS	USA	LBE/Blei	3	Clausius-Rankine
G4M	USA	LBE	3	Clausius-Rankine
LSPR	Japan	LBE	2	Clausius-Rankine
PEACER	Südkorea	LBE	2	Clausius-Rankine
PFBR-500	Indien	Natrium	3	Clausius-Rankine
PRISM	USA	Natrium	3	Clausius-Rankine
RAPID	Japan	Natrium	2	Thermoelektrische Module
RAPID-L	Japan	Lithium	1	
SSTAR	USA	Blei	2	Joule (CO <sub>2</sub> )
STAR-H2	USA	Blei	2	-
STAR-LM	USA	Blei	2	Joule (CO <sub>2</sub> )
SVBR-10	Russland	LBE	2	Clausius-Rankine
SVBR-100	Russland	LBE	2	Clausius-Rankine
TWR	USA	Natrium	3	Clausius-Rankine

Bei den Pb/LBE-gekühlten SMR ist kein Zwischenkreis nötig, obwohl der ENHS und der G4M einen besitzen, da Blei und Wismut nicht mit Wasser reagieren. Allerdings verläuft das Druckgefälle hier eindeutig vom Sekundär- zum Primärkreis, da letzterer

unter Umgebungsdruck steht. Kommt es hier zu einem Leck der Dampferzeugerrohre, strömt der Dampf in den Primärkreis. Potentiell besteht hierbei die Möglichkeit, dass der Dampf den Druck im Primärkreis unzulässig erhöht.

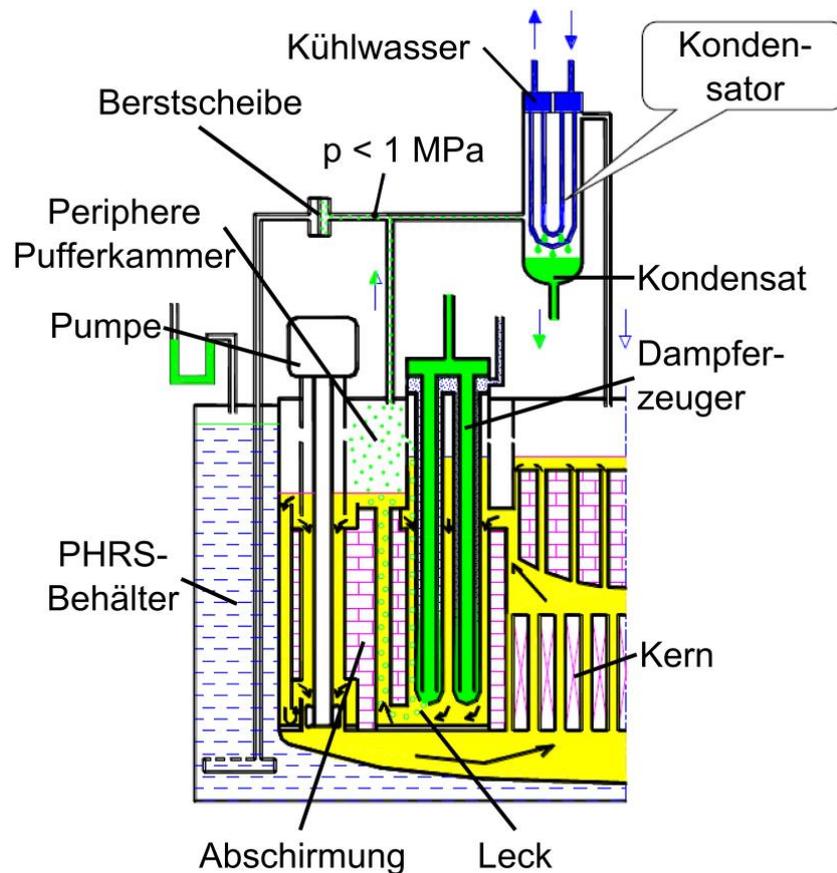
Systeme und Maßnahmen zur Beherrschung eines Lecks eines Dampferzeugerheizrohres (DEHEIRO) bzw. bei der Leckage eines Blei-CO<sub>2</sub>-Wärmeübertragers sind nur für die SMR Konzepte 4S, BREST-300, LSPR, PRISM, SSTAR, STAR-H2, STAR-LM, SVBR-10, SVBR-100 und TWR bekannt und werden im Nachfolgenden beschrieben:

Sowohl beim 4S als auch beim PRISM befinden sich unter den Dampferzeugern Lagertanks, in denen das Natrium aus dem Zwischenkreislauf im Fall eines DEHEIRO gelagert werden kann. Der Kreislauf ist im Normalbetrieb über eine Berstscheibe vom Lagertank getrennt. Bei einem Leck in einem Dampferzeugerrohr kommt es aufgrund der stark exothermen Natrium-Wasser-Reaktion zu einem hohen Druckanstieg. Dadurch geben die Berstscheiben nach und der Zwischenkühlkreislauf strömt in die Lagertanks. Gleichzeitig werden die Speisewasser- und Frischdampfleitung abgesperrt. Hierdurch werden das Natrium und Wasser, bzw. der Dampf voneinander isoliert /TRI 12/. Um die Eintrittswahrscheinlichkeit eines DEHEIROS zu minimieren, sind zumindest beim 4S die Dampferzeugerrohre doppelwandig ausgelegt. Im Inneren befindet sich eine Heliumatmosphäre sowie Gittersensoren, die eine Leckage frühzeitig erkennen können.

Bei den Konzepten BREST-300, LSPR, SSTAR, STAR-H2 und STAR-LM sammelt sich bei einem DEHEIRO bzw. einem Leck im *Pb(Blei)*/CO<sub>2</sub>-Wärmeübertrager das CO<sub>2</sub> bzw. der Dampf im Schutzgasraum oberhalb des Reaktorpools im Reaktordruckbehälter. Im BREST-300 sind daher zur Abfuhr dieser Gase Entlüftungsrohre mit Berstscheibe und im LSPR Druckentlastungsventile vorgesehen. In den SMR der STAR-Familie gibt es ebenfalls Entlüftungsrohre (hier allerdings für CO<sub>2</sub>). Der TWR besitzt ein Abblasesystem. Dieses ist am Zwischenkreislauf angeordnet und dient zur Beherrschung des Druckanstiegs bei einem DEHEIRO.

Der SVBR-100 beherrscht einen DEHEIRO durch das dort vorgesehene Gassystem. Bei einem Leck in einem Wärmeübertragerrohr strömt der Dampf nach oben in die sogenannte periphere Pufferkammer, die normalerweise mit einem Schutzgas gefüllt ist (siehe dazu auch Abb. 4.29). Das Gas-/Dampfgemisch gelangt über eine Leitung zum Kondensator. Hier wird der Dampf durch ein Kühlsystem auskondensiert und abge-

führt. Das Gas strömt anschließend wieder zurück in die Pufferkammer. Das System ist so ausgelegt, dass der Druck im Gassystem bei einem DEHEIRO nicht über 1 MPa steigt. Im auslegungsüberschreitenden Fall, wenn mehrere Wärmeübertragerrohre defekt sind, steigt der Druck über 1 MPa und die in Abb. 4.29 dargestellte Berstscheibe gibt nach /ANT 11/. In Abschnitt 4.4 ist dieses Auslegungsüberschreitende Ereignis näher beschrieben.



**Abb. 4.29** Beherrschung eines DEHEIRO beim SVBR-100 /ANT 11/

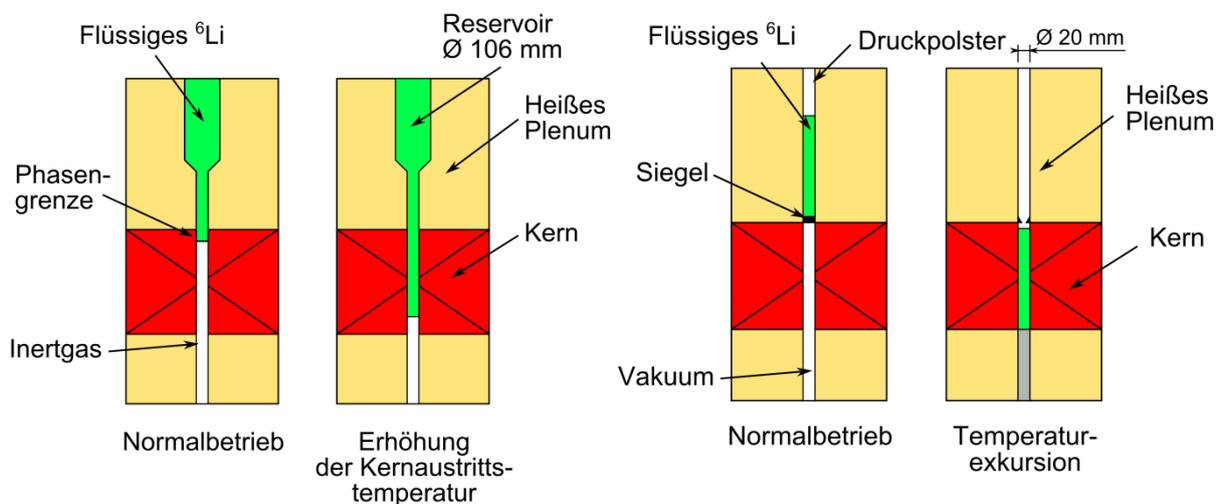
### Systeme und Maßnahmen zur Reaktorschnellabschaltung

Zur Schnellabschaltung des Reaktors stehen bei den betrachteten flüssigmetallgekühlten SMR Konzepten die folgenden Systeme und Maßnahmen zur Verfügung:

- Einfallen von Absorberstäben durch Gravitation,
- Einspeisung flüssigen Absorbers in dafür vorgesehene Kanäle (LIM, LEM),
- Herausfallen des Reflektors aus dem Kernbereich,
- Zusätzliches Einfallen von Absorberkugeln in den Kern.

Flüssigmetallgekühlte SMR werden primär durch Steuer- oder Abschaltstäbe aus  $B_4C$  abgeschaltet. Lediglich beim 4S wird Hafnium ( $Hf$ ) verwendet. Die mechanischen Eigenschaften  $B_4C$  sind denen der in leichtwassergekühlten SMR verwendeten  $Ag\ In-Cd$ -Legierungen überlegen. Die Schmelztemperatur liegt beim  $B_4C$  deutlich über der von  $Ag\ In-Cd$  (2.450 °C gegenüber 800 °C) /IAE 93/. Borcarbidstäbe, die in Blei- oder LBE-gekühlten Reaktoren zum Einsatz kommen, müssen beschwert werden, damit sie auch in den Kern fallen und nicht auf der Kühlmitteloberfläche schwimmen (z. B. durch Wolframgewichte beim SVBR und ENHS).

In den Konzepten RAPID und RAPID-L kommt flüssiges  ${}^6Li$  zum Einsatz. Die Funktionsweise der LEM (Lithium Expansion Module) und LIM (Lithium Injection Module) genannten Steuer- und Abschaltvorrichtungen sind in der Abb. 4.30 dargestellt. Ein LEM besteht aus einer hitzebeständigen Metallhülle in der sich im oberen Bereich der Absorber  ${}^6Li$  und im unteren Bereich ein Inertgas befinden. Die Oberflächenspannung an der Phasengrenze ist groß genug, damit das Lithium nicht nach unten sinkt. Bei Erhöhung der Kernaustrittstemperatur (z. B. durch geringere Last am thermoelektrischen Element) wird auch das  ${}^6Li$  erwärmt und dehnt sich aus, sinkt nach unten ab und dringt in den Kern ein /KAM 03/.

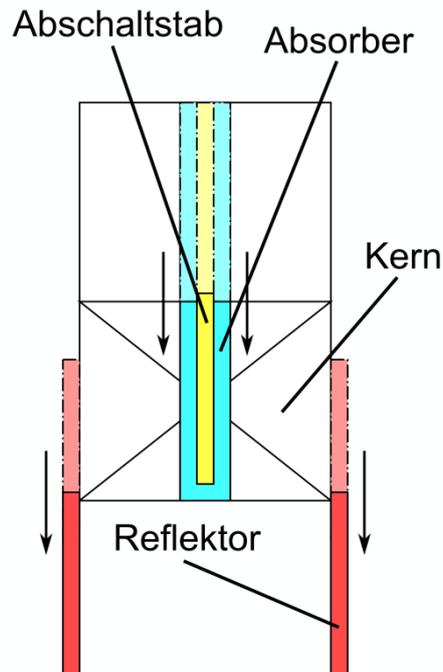


**Abb. 4.30** Steuer- und Abschaltssysteme des RAPID, LEM links, LIM rechts /KAM 03/

In den Hüllrohren der LIM befindet sich ebenfalls  ${}^6Li$  als Absorber. Darüber befindet sich ein unter Druck stehendes Gaspolster. Im unteren Teil des Rohres herrscht Vakuum, das durch ein Schmelzsiegel vom Lithium getrennt ist. Steigt die Temperatur über die Schmelztemperatur des Siegels, wird das Lithium aufgrund des Gasdrucks nach

unten in den Kern gedrückt und schaltet dadurch den Reaktor ab. Die Schnellabschaltung soll in nur 0,24 s erfolgen /KAM 03/.

Sowohl die LIM als auch die LEM basieren auf rein physikalischen Eigenschaften (Dichteänderung des flüssigen  ${}^6\text{Li}$  sowie der Schmelztemperatur des Siegels) und sind somit passive Systeme der Kategorien B bzw. C (D bei LIM, da ein Druckpolster als gespeicherte Energie vorhanden ist).



**Abb. 4.31** Abschaltung beim SMR Konzept 4S, Leistungsbetrieb gestrichelt, abgeschaltet durchgezogen /IAE 13a/

Das 4S-Konzept sieht einen verfahrbaren Reflektor vor, der azimuthal um den Kern herum angeordnet ist. Während des Leistungsbetriebs wird die Reaktivitätsabnahme des Kerns mit zunehmenden Abbrand zum einen durch das Ausfahren eines Absorbers, aber auch durch das Einfahren des Reflektors von unten in den Kernbereich kompensiert. Der Reaktor kann entweder durch ein Herabfallen des Reflektors aus dem Kern oder durch Einfallen eines Abschaltstabes in den Kern abgeschaltet werden /IAE 13a/. Der Abschaltvorgang ist in Abb. 4.31 dargestellt.

Abschließend wird noch das Abschaltkonzept des G4M vorgestellt. Der Kern des G4M besitzt in seinem Zentrum einen Raum für einfallende Absorberkugeln. Die Kugeln bestehen wie auch die Steuerstäbe des G4M aus  $B_4C$ .

#### 4.3.5 Salzschnelze SMR Konzepte

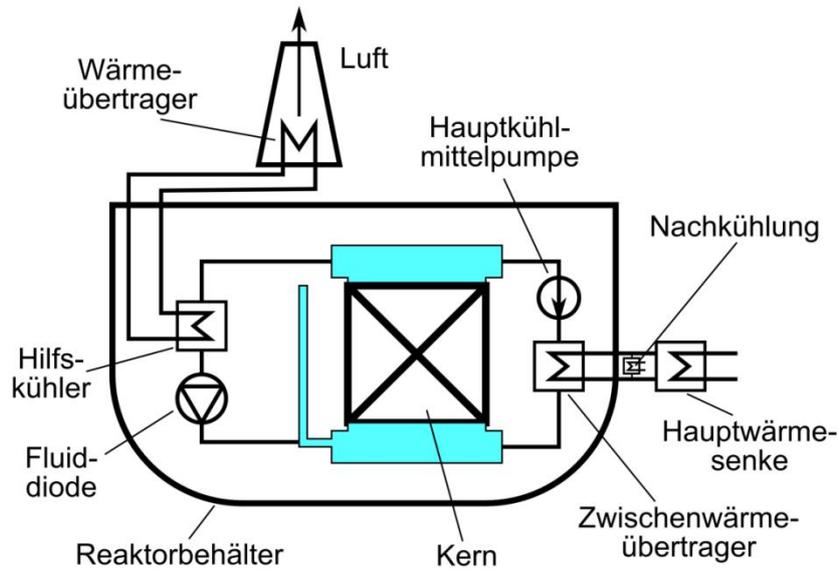
##### Systeme und Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr

Salzschnelze SMR Konzepte verwenden die folgenden Systeme zur Abfuhr der Nachzerfallswärme:

- Naturkonvektion zum Nachkühlssystem bzw. zur Hauptwärmesenke,
- direktes passives Reaktorkühlssystem,
- Kühlung über Gebäudestruktur,
- passive Kühlung der Ablassbehälter.

Bei Ausfall der Zwangsumwälzung kann bei **Salzschnelze SMR Konzepten mit festem Brennstoff** die Nachzerfallswärme durch Naturkonvektion zu den Zwischenwärmeübertragern transportiert und von hier an über Kühlkreisläufe oder separate aktive Nachkühlketten an die Hauptwärmesenke abgeführt werden. Bei Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr sehen Salzschnelze SMR mit festem Brennstoff die direkte Kühlung des Reaktors mittels passiven, in Naturumlauf arbeitenden Kühlsystemen vor. Diese bestehen, die bestehen aus innerhalb des Reaktorbehälters integrierten Wärmeübertragern. Sie sind während des Normalbetriebs nur durch Fluidioden weitgehend vom Primärkühlkreislauf separiert und nehmen selbsttätig bei Ausfall der Zwangsumwälzung ihren Betrieb auf. Fluidioden sind so konstruiert, dass sie in Sperrichtung einen hohen Strömungswiderstand besitzen und in Durchlassrichtung einen geringeren (ähnlich eines Strömungsbegrenzers) /GRA 11/. In Abb. 4.32 ist der Notkühlpfad mit Einsatz einer Fluidiode gezeigt. Im Normalbetrieb wird das Kühlmittel nach unten zum Kerneintritt gepumpt und strömt dann bei geschlossener Fluidiode über den Hilfskühler. Die Diode minimiert den Massenstrom in dieser Strömungsrichtung und somit auch die Wärmeverluste über den Hilfskühler. Fällt die Pumpe aus oder wird diese abgeschaltet, strömt das Kühlmittel im Naturumlauf über den Hilfskühler und die Diode in Durchlassrichtung nach unten. Die Nachzerfallswärme kann so über den Hilfskühler an die Umgebung abgegeben werden. Zur Aktivierung des Reaktorhilfskühlsystems ist damit nur die Umkehrung des Druckgradienten in der Hilfskühlschleife erforderlich, wie er sich bei Ausfall der Umwälzpumpen von selbst einstellt.

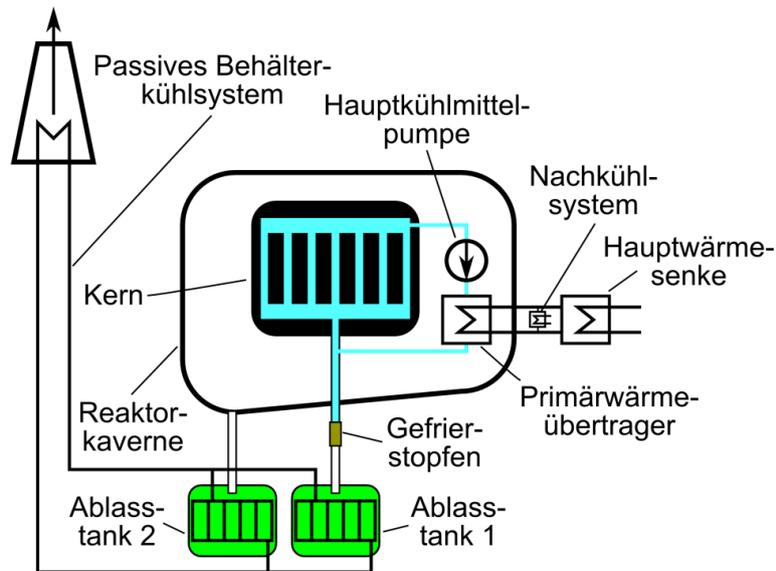
Sollte auch dieses passive Wärmeabfuhrsystem nicht verfügbar sein, so besteht die Möglichkeit, die Wärme durch Konvektion und Strahlung an die Gebäudestrukturen zu übertragen, die sie dann an die Umgebung weiterleiten.



**Abb. 4.32** Systeme zur Not- und Nachkühlung von Salzschnmelze SMR Konzepte mit festem Brennstoff

Bei **Salzschnmelze SMR Konzepten mit flüssigem Brennstoff** befindet sich der Brennstoff im Kühlmittel und wird mit diesem umgewälzt. Im Falle des Ausfalls der Hauptkühlmittelpumpen kann nach Abschaltung des Reaktors die durch Nachzerfallsleistung generierte Wärme durch Naturumlauf zum Zwischenwärmeübertrager transportiert und dort an den sekundären Kühlkreislauf abgeführt werden. Die Wärme kann über die Hauptwärmesenke oder gesonderte Nachkühlketten an die Umgebung abgeführt werden.

Beim Ausfall der Wärmeabfuhr, zum Beispiel infolge Ausfall der Stromversorgung, erhöht sich die Temperatur im Primärkühlsystem geringfügig. Der kleine Gradient resultiert aus der geringen Leistungsdichte und der großen Massen im Kern, die die freigesetzte Wärme in erheblichem Maße speichern. Die Unterbrechung der Kühlung bewirkt schließlich ein Aufschmelzen des am tiefsten Punkt des Kühlsystems angeordneten Gefrierstopfens, wodurch der Strömungspfad für das Kühlmittel zum Ablassstank freigegeben wird. Da die Salzschnmelze die Graphitoberflächen nicht benetzt, fließt das Kühlmittel samt Brennstoff nahezu vollständig in den Sammelbehälter ab. Die Wärme wird durch ein passives Kühlsystem an die Umgebung abgeführt. Abb. 4.33 stellt schematisch die Kühlungspfade dieser Störfallsituationen dar.



**Abb. 4.33** Störfallkühlung Salzschnmelze SMR Konzepte mit flüssigem Brennstoff

Große Lecks im Primärkühlsystems haben bei Salzschnmelzereaktoren nur eine geringe Eintrittswahrscheinlichkeit, da die Kühlsysteme nahe dem Umgebungsdruck betrieben werden. Dennoch wird für diesen Fall eine Drainage des austretenden Kühlmittels aus der Reaktorkaverne in einen weiteren Auffangbehälter mit passiver Wärmeabfuhr vorgesehen. Je nach Lecklage würde sich das Kühlmittelinventar auf die beiden Auffangbehälter aufteilen. Der eine Teil aus der Reaktorkaverne fließt direkt in den Notauf-fangbehälter (Ablasstank 2) abfließen. Der Rest des Kühlmittels wird nach Öffnen des Gefrierstopfens in den Hauptablassbehälter (Ablasstank 1) abgelassen.

Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr sind für Salzschnmelze SMR Konzep-te in Tab. 4.19 zusammengefasst.

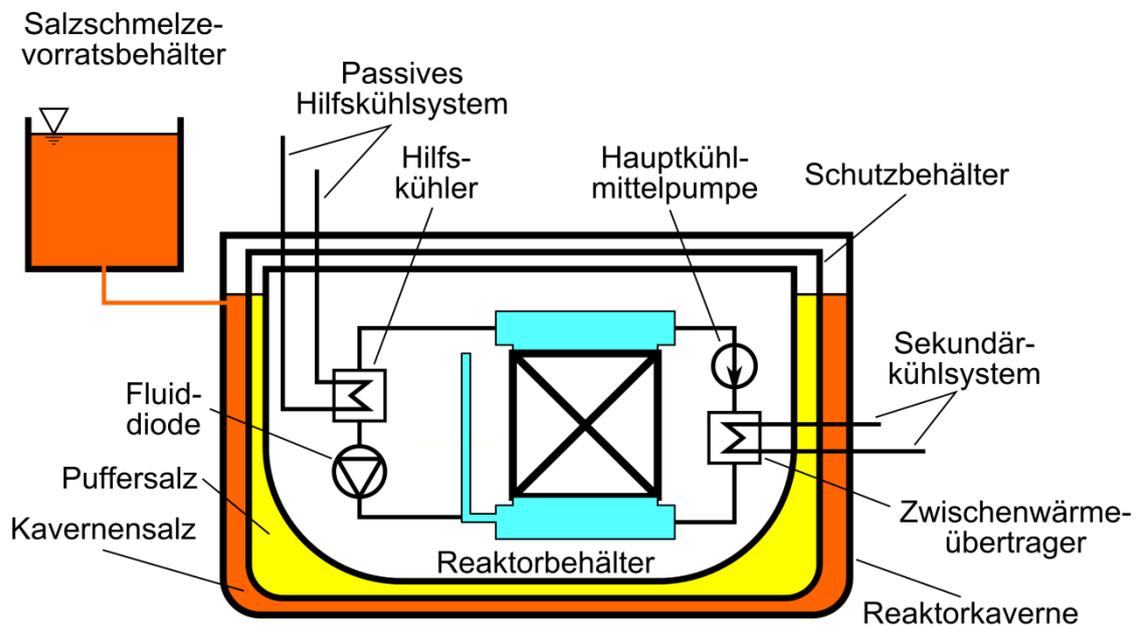
**Tab. 4.19** Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr in Salzschnmelze SMR Konzepten

Nachwärmeabfuhr		Reaktoren
Naturkonvektion primärseitig	zum Nachkühl-system	FUJI
	zur Hauptwärmesenke	SmAHTR, TMSR
Primärsystem	direktes passives Reaktorkühl-system	PB-AHTR, SmAHTR, TMSR
Kühlung über Gebäudestruktur		PB-AHTR
passive Kühlung der Ablassbehälter		FUJI

## Systeme und Maßnahmen zur Noteinspeisung

Die Noteinspeisung von Kühlmittel im Falle von Kühlmittelverluststörfällen stellt sich für **Salzschmelze SMR Konzepte mit flüssigem Brennstoff** nicht. Das Kühlmittel-Brennstoffgemisch wird wie im vorhergehenden Kapitel beschrieben in Ablassbehältern aufgefangen und gekühlt.

**Salzschmelze SMR Konzepte mit festem Brennstoff** werden als Integralanlagen ausgeführt, wodurch ein Kühlmittelverlust durch Bruch einer Kühlmittelleitung aus dem Reaktorbehälter ausgeschlossen ist. Der Reaktorbehälter wird zudem von einem Schutzbehälter umgeben und der Zwischenraum mit einem Puffersalz befüllt. Hierdurch wird der Austritt von kontaminiertem Primärsalz bei angenommenem Leck des Reaktorbehälters minimiert. Wird ein vollständiger Durchbruch des Reaktorbehälters und des Schutzbehälters unterstellt, so besteht die Möglichkeit, die Reaktorkaverne mit Salzschmelze aus einem Puffersalz-Vorratsbehälter zu fluten. Dadurch kann der Füllstand innerhalb des Reaktorsystems auf einem Niveau gehalten werden, bei dem alle passiven Wärmeabfuhrsysteme funktionsfähig bleiben. In Abb. 4.34 ist das System der Füllstandsicherung skizziert.



**Abb. 4.34** Füllstandsicherung für Salzschmelze SMR Konzepte mit festem Brennstoff

Tab. 4.20 enthält eine Zusammenfassung der Maßnahmen zur Sicherstellung eines ausreichenden Füllstands in Salzschmelze SMR Konzepten. Informationen zu entsprechenden Einrichtungen für das Konzept SMAHTR liegen bisher nicht vor.

**Tab. 4.20** Maßnahmen und Systeme zur Füllstandsicherung für Salzschnmelze SMR Konzepte

<b>Noteinspeisung</b>	<b>Reaktoren</b>
Doppelbehälter (integrale Systeme)	PB-AHTR, TMSR
Flutung der Reaktorkaverne mit Reservesalz zur Kernüberdeckung	PB-AHTR, TMSR

### **Systeme und Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters**

Bei Salzschnmelzereaktoren sind keine Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich, da die Kühlsysteme bei Umgebungsdruck betrieben werden. Das Kühlmittel besitzt auch bei hohen Temperaturen nur einen sehr geringen Dampfdruck. Andere Medien, etwa Wasser, mit höherem Potential für einen Druckaufbau finden innerhalb der baulichen Umschließung der Primärkühlsysteme keine Anwendung. Damit kann das Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters physikalisch ausgeschlossen werden.

### **Systeme und Maßnahmen zur Schnellabschaltung**

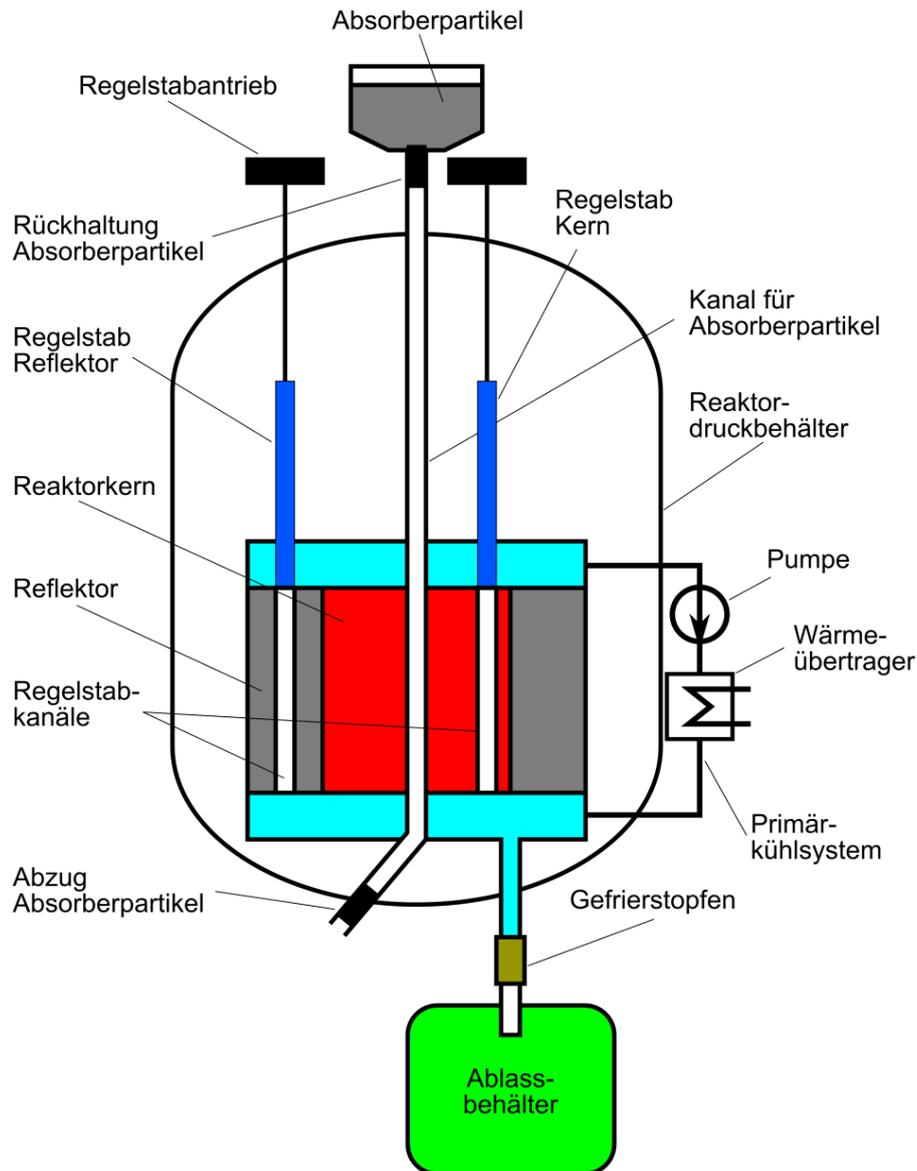
Zur Schnellabschaltung des Reaktors sind bei den betrachteten SMR Konzepten die folgenden Maßnahmen vorgesehen:

- Einfallen von Absorberstäben durch Gravitation,
- Einbringen von Absorberpartikeln durch Gravitation oder Auftrieb,
- Ablassen der Kühlmittel/Brennstoffschmelze.

Die Schnellabschaltung der Salzschnmelze SMR erfolgt zumeist durch den Einfall von Regelstäben, die im Normalbetrieb außerhalb des Kerns aktiv in ihrer Position gehalten werden. Im Bedarfsfall fallen diese Regelstäbe durch Gravitation in dafür vorgesehene Kanäle innerhalb des Kerns oder der Reflektoren ein. Da die SMR mit Salzschnmelzekühlung nahezu bei Umgebungsdruck betrieben werden und das Kühlmittel einen sehr niedrigen Dampfdruck hat, ist die Wahrscheinlichkeit eines Reaktivitätsstörfalls durch den Auswurf eines oder gar mehrerer Regelstäbe sehr gering.

Eine weitere Möglichkeit der Reaktorschnellabschaltung besteht darin, in spezielle Kanäle innerhalb des Reaktorkerns Kugeln oder Pellets einzubringen, die Absorbermaterial enthalten und so die Kettenreaktion beenden. Je nach Ausführung der Systeme können diese Absorberpartikel bei Anforderung durch Gravitation oder Auftrieb aus ihren Vorratsbehältern in den Reaktorkern eingeschleust werden. Auch hier werden die

Rückhalteinrichtungen aktiv geschlossen gehalten. Sie öffnen bei Ausfall der Stromversorgung oder auf Anforderung durch den Reaktorschutz.



**Abb. 4.35** Abschalteneinrichtungen für Salzschnmelze SMR Konzepte

Eine Besonderheit bieten die **Salzschnmelze SMR Konzepte mit flüssigem Brennstoff**. Steigt die Temperatur im Kühlsystem aufgrund einer Störung der Wärmeabfuhr, vermindert sich auch hier durch die negative Rückwirkung der Brennstofftemperatur auf die Reaktivität die Spaltleistung bis zum Erlöschen der Kettenreaktion. Zusätzlich schmilzt ein Salzgefrierpfropfen, so dass das Kühlmittel-Brennstoffgemisch aus dem Reaktorkühlsystem in einen oder mehrere Auffangbehälter abfließt. Aufgrund der fehlenden Moderation ist eine Rekritikalität der Mischung ausgeschlossen.

Die zuvor beschriebenen Maßnahmen zur Schnellabschaltung von Salzschnmelz SMR Konzepten sind in Abb. 4.35 dargestellt und in Tab. 4.21 den verschiedenen Konzepten zugeordnet.

**Tab. 4.21** Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung bei Salzschnmelze SMR Konzepten

<b>Schnellabschaltung</b>	<b>Reaktoren</b>
Steuerstäbe (Gravitation)	FUJI, PB-AHTR, SmAHTR (forciert), TMSR (evtl. forciert)
Einbringen von Absorberpartikeln (Gravitation oder Auftrieb)	PB-AHTR, SmAHTR
Negative Reaktivitätsrückwirkung der Temperatur im Brennstoff	Alle
Ablassen der Kühlmittel/Brennstoffschmelze	FUJI

#### 4.4 Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebene 4

In den betrachteten SMR Konzepten kommen einige Systeme und Maßnahmen zum Einsatz, die der vierten Ebene des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts zugeordnet werden können. Die Systeme ACP-100, CAREM, CNP-300 sowie SMART sehen beispielsweise Wasserstoffrekombinatoren vor, damit sich kein zündfähiges Wasserstoff-Luft-Gemisch bilden kann.

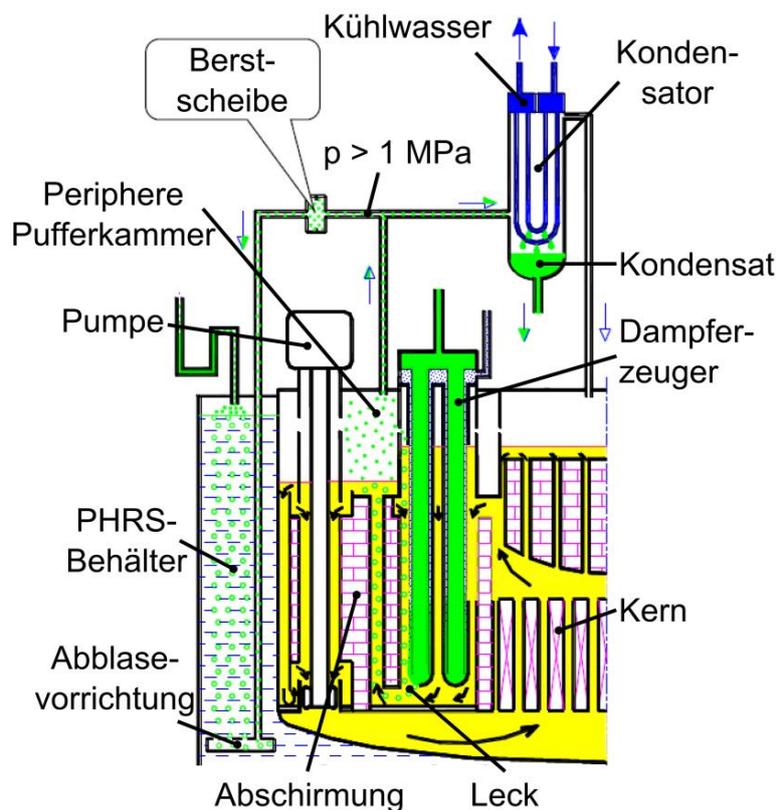
Aufgrund ihrer kleinen Leistung besitzen die SMR verglichen mit großen Reaktoren nur ein geringes Brennstoffinventar. Die Freisetzung radioaktiven Materials bei einem potentiellen schweren Störfall ist damit deutlich verringert. Zusätzlich werden einige SMR vollständig oder teilweise unter der Erdoberfläche betrieben. Genannt werden in der Literatur beispielsweise der FBNR, IRIS, mPower, NuScale, ANTARES, EM<sup>2</sup>, GTHTTR sowie GT-MHR. Es ist allerdings nicht ausgeschlossen, dass andere, bisher nicht explizit genannte SMR nicht auch unter der Erde platziert werden könnten.

Einige SMR sehen auch eine RDB-Außenkühlung vor. Dazu muss der Sumpf bzw. die Grube, in der sich der Reaktordruckbehälter befindet, mit Wasser geflutet werden. Dieser Vorgang ist beispielsweise bei den Konzepten ACP-100, CAREM, IRIS, KLT-40S, mPower, SCOR-600, SHELF, SMART, SMR-160, VBER-300 und WWER-300 vorgesehen. Beim UNITHERM wird die RDB-Außenkühlung durch den biologischen Schild gewährleistet. Der Reaktordruckbehälter des MRX befindet sich schon auslegungsgemäß in einem gefluteten Sicherheitsbehälter.

Das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters des CNP-300 kann genutzt werden, um luftgelöste Iodisotope aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre zu waschen. Der SMART besitzt ebenfalls ein solches System.

Der ACP-100 besitzt Notborierbehälter, aus denen boriertes Wasser in den Primärkreis im Falle einer ATWS-Transiente als zusätzliches Abschaltssystem eingespeist werden kann.

Die Konzepte CEFR, PFBR-500 und ASTRID besitzen einen Core Catcher, der Corium aufnehmen und kühlen kann. Der Core Catcher des PFBR-500 ist dahin ausgelegt, die Schmelze von bis zu sieben Brennelementen aufzunehmen. Die Kühlmittelströmung durch den Kern wird durch die hexagonalen Brennelemente geleitet, ein Queraustausch zwischen den Kanälen ist nicht vorgesehen. Bei der Auslegung des Core Catchers wird postuliert, dass ein Kühlkanal verstopft wird und durch die Erwärmung des betroffenen Brennelements sowohl es selbst als auch seine Nachbarelemente zu schmelzen beginnen.



**Abb. 4.36** Beherrschung eines großen DEHEIRO beim SVBR-100 /ANT 11/

Ein Mehrfachversagen der Dampferzeugerrohre beim SVBR-100 wird wie beim einfachen DEHEIRO durch das Gassystem beherrscht. Dieser Fall ist in Abb. 4.36 dargestellt. Anders als bei einem einfachen Versagen (siehe Abb. 4.29 in Abschnitt 4.3.2) führen mehrere Lecks in den Dampferzeugerrohren zu einem Druckaufbau größer 1 MPa in der peripheren Pufferkammer. Bei diesem Druck versagt die Berstscheibe, wodurch das Gas/Dampf-Gemisch in den wassergekühlten Kondensator und auch in den mit Wasser gefüllten Behälter des *Passive Heat Removal Systems* (PHRS) strömt, der den Reaktorbehälter umgibt. Der Dampf kondensiert in der Wasservorlage. Kommt es später zum Sieden im PHRS-Behälter, wird der entstehende Dampf über eine siphonähnliche Leitung an die Umgebung abgegeben. Die Leitung ist im U-Rohr-Bereich zunächst mit Wasser gefüllt. Dieses wird durch den Druckaufbau infolge des Dampfes herausgedrückt.



## **5 Stand der Modellbasis von Simulationsprogrammen der GRS zur Berechnung von SMR**

Zur sicherheitstechnischen Bewertung von SMR Konzepten überprüft die GRS im Wesentlichen die Einhaltung der in Kapitel 4.1 genannten Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente und
- Einschluss radioaktiver Stoffe.

Dabei wird bei der Anwendung von Simulationsprogrammen neben dem Verhalten der Gesamtanlage (bestehend aus Reaktorkühlsystem und Containment) auch das Verhalten des Reaktorkerns abgebildet. Der Modellumfang umfasst üblicherweise eine diffusionstheoretische Beschreibung der neutronenphysikalischen Prozesse sowie eine auf der Lösung der Erhaltungsgleichungen für Masse, Energie und Impuls basierende Berechnung der ein- und mehrphasigen Kühlmittelzustände. Erst wenn die Anwendung der Simulationsprogramme für die im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens notwendigen Transienten gewährleistet ist, ist es sinnvoll, darüber hinaus gehende Anwendungen z. B. für die Simulation von Unfällen zu prüfen.

Auf Basis der betrieblichen und sicherheitstechnischen Besonderheiten der SMR Konzepte werden in diesem Abschnitt die zur Simulation dieser Systeme und Maßnahmen erforderlichen Erweiterungen in den von der GRS entwickelten Simulationsprogrammen (z. B. ATHLET, COCOSYS, QUABOX/CUBBOX, usw.) beschrieben.

Da im Rahmen dieses Projektes keinerlei Validierungsrechnungen durchgeführt wurden, basieren die in diesem Kapitel dargestellten Fakten auf den bisherigen Erfahrungen der GRS als Entwickler und Anwender dieser Programme. Das Kapitel ist in die beiden Themenbereiche Thermohydraulik und Kernphysik unterteilt.

### **5.1 Thermohydraulik**

Zu den betrachteten thermohydraulischen Systemen gehören die betrieblichen Systeme, Systeme zur Abfuhr der Nachwärme, zur Notbespeisung sowie zur Druckentlastung sowohl der Kühlkreisläufe als auch des Sicherheitsbehälters. Des Weiteren wer-

den einige spezielle Komponenten, die nicht in jedem SMR Konzept Verwendung finden (z. B. Fluiddioden, Venturidüsen, usw.) in diesem Abschnitt behandelt.

Zur Simulation der Thermohydraulik werden in der GRS die Rechenprogramme ATHLET sowie COCOSYS eingesetzt. Mit ATHLET werden alle Vorgänge innerhalb der Kühlkreisläufe simuliert, während mit COCOSYS die Thermohydraulik außerhalb der Kühlkreisläufe, vorzugsweise im Sicherheitsbehälter, berechnet werden. Es können auch gekoppelte Rechnungen durchgeführt (ATHLET/COCOSYS) werden, um das integrale Verhalten der Anlagen abzubilden.

In Kapitel 5.1.1 wird dargestellt, welche Modelle zur Berechnung der (flüssigen und gasförmigen) Komponenten in den beiden Programmsystemen ATHLET und COCOSYS zur Verfügung stehen bzw. vom Anwender selbst definiert werden können. Es folgt in Kapitel 5.1.2 eine kurze Übersicht über die in ATHLET zur Verfügung stehenden Dampferzeugermodelle. In den Kapiteln 5.1.3 bis 5.1.7 wird die Verfügbarkeit von weiteren Modellen in den Programmsystemen ATHLET und COCOSYS zur Berechnung der Systeme und Maßnahmen der ersten bis vierten Sicherheitsebene in Abhängigkeit vom verwendeten Kühlmittel (leichtes Wasser, schweres Wasser, Gas, Flüssigmetall, Salzschnmelzen) beschrieben. Abschließend folgt in Kapitel 5.2 ein Abschnitt über neutronenphysikalische Fragestellungen, die die in der GRS verwendeten Neutronenkinetikprogramme betreffen.

### **5.1.1 Verfügbarkeit von Modellen zur Berechnung der (flüssigen und gasförmigen) Komponenten**

Für eine thermohydraulische Simulation eines der SMR Konzepte muss zunächst geklärt werden, ob in den Rechenprogrammen die Modelle für die jeweiligen Kühlmittel (leichtes und schweres Wasser, Blei, LBE, Natrium, Helium und Salzschnmelzen sowie Stickstoff, Kohlendioxid, Luft, *NaK*-Legierungen, Lithium, *CaBr* sowie R-114) zur Verfügung stehen. Die Verfügbarkeit von Modellen zur Berechnung dieser Medien im Systemcode ATHLET ist in Tab. 5.1 aufgelistet. Die Kühlmittel leichtes und schweres Wasser (LWR und HWR), Blei, LBE und Natrium (LMR) sowie Helium (GCR) sind als Arbeitsmedien in ATHLET vorhanden. Der Anwendungsbereich liegt bei leichtem und schwerem Wasser beim Einsatz des Fünf- oder Sechsgleichungsmodells bei Drücken zwischen 1 Pa und  $2,2 \times 10^7$  Pa und bei Temperaturen zwischen  $-40$  °C und  $371,85$  °C (flüssig) und  $-270$  °C und  $6.000$  °C (Dampf). Bei den flüssigen Metallen Natrium, Blei

und LBE liegt er bei Drücken zwischen 10 Pa und  $1,0 \times 10^7$  Pa und Temperaturen von 98,0 °C bis 883,0 °C (Natrium), 327,5 °C bis 1.634 °C (Blei) sowie 124,5 °C bis 1.660 °C (LBE) /LER 12b/. Der Anwendungsbereich von Helium liegt in der Temperatur zwischen -270,9732 °C und 1.226,9 °C und im Druck zwischen 0 Pa und 1.000 bar bzw. dem Druck, der bei entsprechender Temperatur einer Dichte von 146,24 kg/m<sup>3</sup> entspricht /LEM 11/. Dagegen sind Salzschnmelzen (für MSR), Stickstoff (für den GCR Adams Engine), NaK-Eutektikum (für Kühlkreisläufe im ARC-100 sowie TWR), Lithium (für den RAPID-L), CaBr (für den Sekundärkreis des STAR-H2), das Kältemittel R-114 (für den Sekundärkreis des TRIGA), Kohlendioxid (als Kühlmittel für einen Joule-Prozess im STAR und ARC-100) sowie Luft für die Nachkühlsysteme verschiedener Konzepte noch nicht in ATHLET als Arbeitsmedium integriert. Für die fehlenden gasförmigen Medien kann aber das Multikomponentenmodell von ATHLET eingesetzt werden.

In ATHLET ist es möglich, sogenannten Hauptfluiden (z. B. Wasser, Wasserdampf oder flüssigem Blei) zusätzliche (gasförmige) Fluidbestandteile mit Hilfe des Multikomponentenmodells hinzu zufügen. Zurzeit sind dies die nichtkondensierbaren Gasen Stickstoff, Wasserstoff, Sauerstoff, Luft und Helium. Zusätzlich kann noch ein weiteres Gas (pro Rechnung) als sog. USERGAS im Eingabedatensatz definiert werden, bei dem der Anwender die spezifische Gaskonstante, die spezifische Wärmekapazität sowie die spezifische Enthalpie (unter zusätzlicher Angabe einer Referenztemperatur) definiert. Weiterhin kann mit dem Multikomponentenmodell auch reines Gas simuliert werden, indem der Anteil des Hauptkühlmittels zu null gesetzt wird. Somit ist es prinzipiell möglich, Kühlkreisläufe mit 100 % Stickstoff, Luft oder auch Kohlendioxid (letzteres als USERGAS) zu simulieren. Zu Beginn einer Rechnung kann diese Methode allerdings zu Problemen führen: Während der ATHLET-Startrechnung werden bei der Verwendung des Mehrkomponentenmodells zur Simulation reiner Gase die Stoffwerte von Dampf (nicht des Gases) bei dem vorgegebenen Druck und dazu passender Sättigungstemperatur verwendet, um den stationären Zustand zu bestimmen (u. a. auch die Druckverteilung im Kreislauf). Erst danach wird das Gas initialisiert und die vom Benutzer vorgegebene Temperatur eingesetzt. Da die berechnete Druckverteilung nun aber nicht mehr zu dem verwendeten Gas passt, kann es zu Beginn der Rechnung zu ungewollten Ausgleichsvorgängen im Kreislauf kommen.

**Tab. 5.1** Modellierung verschiedener Medien in ATHLET /LER 12/

Medium	Arbeitsmedium	Verfügbar als nichtkondensierbares Gas
Leichtes Wasser	x	-
Schweres Wasser	x	-
Blei	x	-
LBE	x	-
Natrium	x	-
NaK-Eutektikum	-	-
Lithium	-	-
CaBr	-	-
R-114	-	-
Salzschmelzen	-	-
Helium	x	x
Stickstoff	-	x
Kohlendioxid	-	USERGAS
Luft	-	x

Die Stoffwerte für die Kühlmittel der wichtigsten SMR Konzepte sind bereits in ATHLET als Arbeitsmedien verfügbar. Für die meisten übrigen Kühlmittel können diese über das Multikomponentenmodell als reines Gas modelliert werden. *NaK*-Legierungen, Lithium, *CaBr*, R-114 sowie Salzschmelzen sind die einzigen Kühlmittel, die zurzeit nicht von ATHLET simuliert werden können. Für den RAPID-L (Lithium im Kühlkreislauf), den TRIGA (R-114 im Sekundärkreis) und den ARC-100 (*NaK* in den Notkühlkreisläufen) ist noch nicht abzusehen, wann diese errichtet werden, für den STAR-H2 (*CaBr* im Sekundärkreis) ist ein Bau vor 2030 nicht geplant und mit einer Demonstrationsanlage für den TWR (ebenfalls *NaK* in den Notkühlkreisläufen) ist vor 2018 – 2022 nicht zu rechnen. Deshalb hat die Implementierung neuer Stoffwerte für die letztgenannten SMR Konzepte derzeit eine niedrige Priorität. Die Implementierung von Stoffwerten für neue Arbeitsmedien ist mit geringem Aufwand verbunden. Sofern Luft oder Stickstoff gefüllte Kühlkreisläufe berechnet werden sollen, ist beabsichtigt, diese Gase als neue Arbeitsmedien in ATHLET direkt zu implementieren, so dass jeder Einfluss der oben beschriebenen Ausgleichsvorgänge auf Transienten vermieden wird. Für jedes neue Arbeitsmedium müssen die zugehörigen Korrelationen für Wärmeübergänge, Reibung, Phasenübergänge usw. auf ihre Gültigkeit untersucht werden und gegebenenfalls angepasst werden.

Für die wichtigen Komponenten gasgekühlter Reaktoren wie Verdichter und Gasturbine wurden im Projekt RS1191 *Rechenmethodenentwicklung zur Bewertung der Sicherheit von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren und superkritischen Leichtwasserreaktoren* Modelle entwickelt, die in der nächsten ATHLET-Version für das Arbeitsmedium Helium verfügbar sein werden. Die Nutzung des Multikomponentenmodells steht allerdings noch aus.

Aufgrund der stark korrosiven Eigenschaften von Blei wird in vielen bleigekühlten SMR dem Kühlmittel Sauerstoff beigemischt, damit sich auf den Stahlstrukturen eine korrosionsbeständige Schutzschicht ausbilden kann (Patina). Falls ein möglicher Einfluss des Sauerstoffs auf die Kühlmittelströmung besteht, kann ein nichtkondensierbares Gas über das *Dissolved Gas Model* in ATHLET dem Kühlmittel zugesetzt werden. Zurzeit ist dies allerdings nur mit Stickstoff in leichtem und schwerem Wasser möglich /LER 12/.

In COCOSYS werden Räume abgebildet. Dabei können gasförmige, flüssige und feste Komponenten in diesen Räumen definiert werden. Der Anwender kann prinzipiell eine beliebige Anzahl dieser Komponenten im Eingabedatensatz durch die Angabe der spezifischen Wärmekapazität, der Wärmeleitfähigkeit und der dynamischen Viskosität definieren. Für die Komponenten flüssiges Wasser, Dampf, Wasserstoff, Sauerstoff, Stickstoff, Luft, Helium, Kohlenmonoxid und Kohlendioxid werden Funktionen zur Berechnung der o. g. Materialeigenschaften direkt im Programm angeboten /KLH 13/. Der Anwendungsbereich liegt – unter Berücksichtigung des Anwendungsbereichs von COCOSYS – bei Drücken zwischen 0,01 bar und 10 bar und bei Temperaturen zwischen 0 °C und 3.000 °C. Alternativ zur Nutzung dieser Funktionen kann der Nutzer auch andere Materialeigenschaften (über Tabellen) im Eingabedatensatz für die jeweiligen Rechnungen definieren.

Abschließend erfolgt in Tab. 5.2 eine Zusammenstellung, für welche Komponenten der in diesem Bericht vorgestellten SMR Konzepte in den aktuellen Programmversionen ATHLET und COCOSYS Modelle zur Berechnung der Materialeigenschaften verfügbar sind.

**Tab. 5.2** Verfügbarkeit der in den SMR Konzepten verwendeten Komponenten in den Programmsystemen ATHLET und COCOSYS (vgl. /LER 12/ und /KLH 13/)

Komponente	ATHLET	COCOSYS
Leichtes Wasser	x	x
Schweres Wasser	x	-
Blei	x	-
LBE	x	-
Natrium	x	-
NaK-Eutektikum	-	-
Lithium	-	-
CaBr	-	-
R-114	-	-
Salzschmelzen	-	-
Helium	x*	x
Stickstoff	-*	x
Kohlendioxid	(als nichtkondensierbares USERGAS definierbar)*	x
Luft	-*	x

\* Teil des Multikomponentenmodells von ATHLET

Gekoppelte Rechnungen von Transienten mit ATHLET und COCOSYS sind somit nur in den Fällen möglich, in denen zum einen das Kühlmittel mit ATHLET modelliert werden kann und zum anderen die (hauptsächlich) gasförmigen Komponenten auch in COCOSYS definiert sind bzw. vom Anwender definiert werden können.

### 5.1.2 Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung von verschiedenen Dampferzeugergeometrien in den Programmsystemen

Soll mit der nuklearen Wärme Dampf erzeugt werden, der auf eine Turbine gegeben oder als Prozessdampf anderen Industrien zur Verfügung gestellt werden soll, so wird oft ein Dampferzeuger eingesetzt. Eine Ausnahme bilden das Konzept des VK-300 und das des AHWR-300 LEU, die als Siedewasserreaktoren konzipiert sind und somit den Dampf direkt auf die Turbine leiten. Die in den verschiedenen SMR Konzepten vorgesehenen Dampferzeuger sind meist als Rohrbündelwärmeübertrager mit einer unterschiedlichen Anordnung der Rohre definiert.

Es gibt

- vertikal (Geradrohr oder U-Rohr),
- horizontal (WWER-300) und
- helikal

angeordnete Rohrbündel. Ob das Medium des Primärkreislaufes die Rohre innen oder außen durch- bzw. umströmt, unterscheidet sich von Konzept zu Konzept. Daher muss sowohl innerhalb als auch außerhalb der Rohre mit einphasiger bzw. zweiphasiger Strömung mit (unterkühltem) Sieden als auch mit Kondensation gerechnet werden. Vertikale U-Rohr- sowie horizontale Dampferzeuger (WWER) werden mittels ATHLET-Standardobjekten zur Abbildung des Strömungsweges und der umgebenden Strukturen unter Zuhilfenahme zusätzlicher spezieller Modelle (z. B. des Separator-Modells zur Simulation des Dampftrockners oberhalb der Dampferzeuger oder in Siedewasserreaktoren) abgebildet /LER 12/. Da sowohl eine plattenförmige, zylindrische und sphärische Geometrie der Wärmeübertragungsflächen modelliert werden kann, können auch andere Bauformen (z. B. vertikale Geradrohr- oder helikale Dampferzeuger) ebenfalls mit ATHLET Standardobjekten modelliert werden. Für diese Bauformen sind jedoch keine weiteren speziellen Modelle implementiert.

Zur Berechnung des Wärmeübergangs kann der Anwender in ATHLET aus verschiedenen Verfahren auswählen. Dies sind:

- Vorgabe eines konstanten Wärmeübergangskoeffizienten im Eingabedatensatz,
- Vorgabe eines auf einen Maximalwert bezogenen Wärmeübergangskoeffizienten im Eingabedatensatz,
- Nutzung des in der stationären Berechnungsphase vom Programm bestimmten Wärmeübergangskoeffizienten während der transienten Berechnung,
- Berechnung des Wärmeübergangskoeffizienten durch ATHLET.

Für den letztgenannten Fall sind in ATHLET verschiedene Gleichungen zur Berechnung von Wärmeübergangskoeffizienten implementiert und in /LER 12b/ beschrieben. Dabei kann der Anwender für den Wärmeübergang in sechs verschiedenen Bereichen (z. B. stabiles Filmsieden, Dampfkondensation) zusätzlich zwischen verschiedenen Korrelationen auswählen.

Dampferzeuger mit vertikaler Rohranordnung (z. B. vertikale U-Rohr-Dampferzeuger in DWR) werden so in ATHLET seit den ersten Programmversionen modelliert /LER 12a/. Auch liegende (WWER) Dampferzeuger können mit ATHLET simuliert werden. Die hierfür eingesetzten speziellen Modelle sind ebenfalls validiert /LER 12a/. Falls neue Geometrien und Strömungsführungen in Zukunft zu berücksichtigen sind, müssen die Wärmeübergangskorrelationen für diese Anwendungen validiert werden.

Die Berechnung des Wärmeübergangs in Dampferzeugern mit helikalen Rohren bzw. quer angeströmten Rohrbündeln ist dagegen in ATHLET noch nicht verifiziert worden. Eine Modellierung mit Standardobjekten erscheint durchführbar, allerdings müssten die in ATHLET vorhandenen Korrelationen für den Wärmeübergang an der neuen Geometrie noch validiert werden, da sich der Wärmeübergang innerhalb der helikalen Rohre vom Wärmeübergang in vertikalen und horizontalen Rohren unterscheidet und derzeit experimentell für verschiedene SMR Konzepte (wie z. B. NuScale) untersucht wird. (Möglicherweise hängt er zusätzlich von der Torsionsrate der Rohre ab, siehe dazu auch Kapitel 3.3.). Als Ausgangspunkt für eine Validierung ATHLETs könnten Experimente an den koreanischen Versuchsanlagen SET, IET oder FESTA, bzw. auch an der schon in Kapitel 3.3 genannten Anlage SIET in Piacenza (Italien) sein. In den Zeitschriften *Nuclear Engineering and Design* sowie *Annals of Nuclear Energy* finden sich einige Artikel zu Validierungsrechnungen, die mit dem koreanischen Systemcode TASS/SMR durchgeführt wurden. Die Ergebnisse der Rechnungen wurden entweder mit Rechnungen anderer Codes (z. B. /CHU 03/) oder auch mit experimentellen Daten verglichen, die an den oben genannten Versuchsanlagen gewonnen wurden (z. B. /YAN 08/, /CHU 12/ und /CHU 13/). Dabei verwendete Korrelationen für den Wärmeübergang werden in den Artikeln genannt und führen zu guten Ergebnissen bei der Bestimmung der Dampferzeugerleistung, aber noch zu Abweichungen der Frischdampf Temperatur, jeweils verglichen mit den entsprechenden experimentellen Daten.

In COCOSYS erfolgt die Berechnung des Wärmeübergangs prinzipiell ähnlich dem in ATHLET gewählten Verfahren. Auch hier werden Strömungswege und Wärmeübertragungsflächen definiert und dann spezielle Wärmeübertragungsmechanismen ausgewählt. Aufgrund des anderen Anwendungsbereichs und damit der deutlich größeren Volumina einer sogenannten Zone in COCOSYS im Vergleich zum Volumen eines sogenannten TFOs (*Thermo Fluid Objects*) in ATHLET erscheint eine Abbildung einzelner Dampferzeugerrohre mit COCOSYS nicht sinnvoll.

### **5.1.3 Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in SMR-Leichtwasserkonzepten eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen**

In diesem Kapitel werden die thermohydraulischen Systeme und Maßnahmen von leichtwassergekühlten SMR hinsichtlich ihrer Modellierbarkeit in den Programmsystemen ATHLET und COCOSYS bewertet, die der dritten und gegebenenfalls vierten Sicherheitsebene zugeordnet werden. Diese dienen zur

- Nachwärmeabfuhr,
- Noteinspeisung und
- Druckentlastung/Druckabbau.

Die entsprechenden Funktionsbeschreibungen der Systeme finden sich in Kapitel 4.3 respektive Kapitel 4.4.

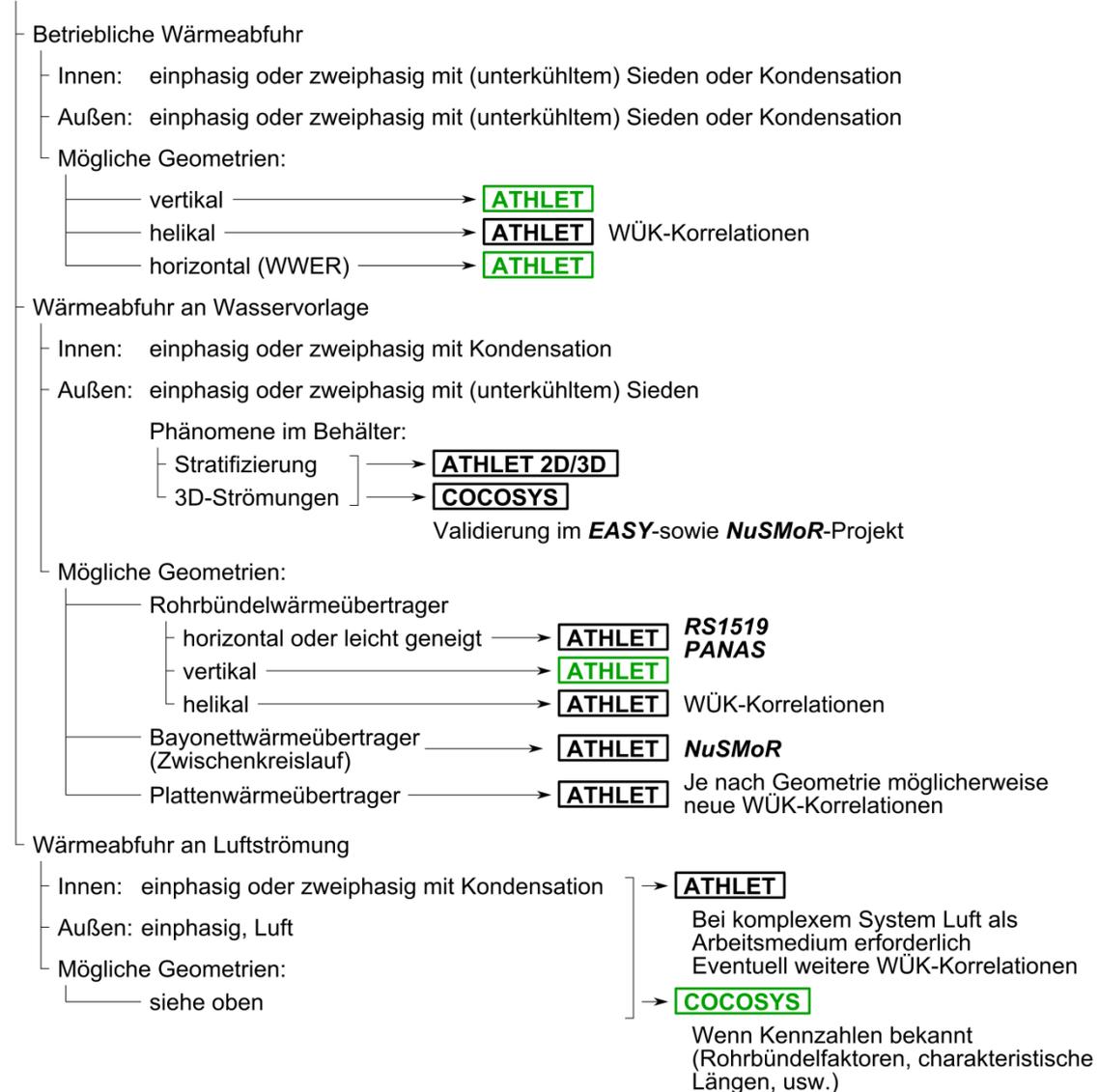
#### **Systeme und Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr in LWR**

Die Nachwärmeabfuhr in leichtwassergekühlten SMR lässt sich in die folgenden drei Gruppen unterteilen:

- betriebliche Wärmeabfuhr an die Hauptwärmesenke (Turbine, Kondensator, Fernwärmenetz, usw.)
- Wärmeabfuhr an eine Wasservorlage über einen Wärmeübertrager (sowohl direkt über die Primärseite, als auch über einen Zwischenkreislauf oder über die Sekundärseite)
- Wärmeabfuhr an eine Luftströmung (sowohl direkt über die Primärseite als auch über die Sekundärseite)

In Abb. 5.1 sind für jede dieser drei Einsatzphasen die dabei auftretenden Wärmeübertragungsbereiche auf der Innen- und der Außenseite der eingesetzten Wärmetauscher beschrieben. Ebenso werden die in den SMR Konzepten verwendeten Geometrien vorgestellt. Für jedes dargestellte Phänomen wird dann der aktuelle Stand der Modelle in ATHLET und COCOSYS (je nach Einsatzgebiet) farblich (grün: validiert, schwarz: weitere Validierung/Entwicklung notwendig) dargestellt. Sofern Erweiterungen notwendig sind, werden die Projekt(-anträge) angegeben, in denen diese erarbeitet, implementiert und validiert werden sollen oder falls dies bislang noch nicht vorgesehen ist, werden nur die offenen Fragestellungen/Phänomene genannt.

## Systeme und Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr (LWR)



**Abb. 5.1** Möglichkeiten der Simulation der Nachwärmeabfuhr (LWR)

Die in Abb. 5.1 zusammengefassten Informationen werden im Folgenden detaillierter beschrieben.

### Betriebliche Wärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke

Die betriebliche Wärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke kann in Abhängigkeit von den verwendeten Geometrien der Wärmeübertrager (s. Kapitel 5.1.2 am Beispiel der Dampferzeuger) und der zu berücksichtigenden Wärmeübertragungsmodelle mit ATHLET berechnet werden. Wie in Abb. 5.1 dargestellt, sind die zu berechnenden Strömungen an der Innen- und Außenseite entweder einphasig oder zweiphasig mit (unterkühltem) Sieden oder Kondensation. In ATHLET sind dazu Modelle implementiert, ihre

Anwendbarkeit muss bei jeder Anwendung (und damit auch für jedes SMR Konzept) hinsichtlich des validierten Parameterbereichs überprüft werden. Beispielsweise muss bei horizontalen Wärmeübertragerrohren geprüft werden, ob die für WWER validierten Modelle anwendbar und die Betriebsparameter vergleichbar sind.

### **Wärmeabfuhr an eine Wasservorlage**

Eine Wärmeabfuhr an eine Wasservorlage tritt dann auf, wenn z. B. ein Rohrbündel in einem mit Wasser gefüllten (offenen) Becken oder (geschlossenen) Behälter angeordnet ist. Die Wärmeübertragung an der Innenseite der Rohre des Rohrbündels erfolgt einphasig oder zweiphasig mit Kondensation, während an der Außenseite die Wärmeübertragung einphasig oder zweiphasig mit (unterkühltem) Sieden erfolgt (s. Abb. 5.1). Dabei können sich thermische Schichtungen oder Konvektionsschleifen ausbilden, d. h. dreidimensionale Phänomene treten auf. Je nach Aufgabenstellung und erforderlichem Detaillierungsgrad der Wärmeübertragung an die Außenseite erfolgt die Auswahl der Programmsysteme ATHLET und COCOSYS oder des gekoppelten Programmsystems ATHLET/COCOSYS. Führt beispielsweise die Nachwärmeabfuhr in ein mit Wasser gefülltes (offenes) Becken zu einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter aufgrund von Siedevorgängen in der Wasservorlage, so reicht eine grobe Abbildung des Wasserbeckens und des Sicherheitsbehälters mit ATHLET meistens nicht aus. In Abhängigkeit von der erforderlichen Auflösung der auftretenden Phänomene bestehen die folgenden Möglichkeiten:

#### *Einphasiger Wärmeübergang in der Wasservorlage*

Bei einem einphasigen Wärmeübergang in der Wasservorlage würde der Kühlkreislauf mit ATHLET modelliert, die Wasservorlage und der Sicherheitsbehälter mit COCOSYS. Diese Variante bietet den Vorteil einer definierten Schnittstelle: die Wand des Wärmeübertragers. Dabei wird in COCOSYS der einphasige Wärmeübergang an mit Wasser gefüllte Zonen infolge freier oder erzwungener Konvektion berechnet. Sollen 3D Phänomene wie thermische Schichtungen oder Konvektionsschleifen berechnet werden, so ist dies mit der erweiterten Programmversion COCOSYS/CoPool möglich. Das CFD-ähnliche Modul CoPool wurde im Rahmen des BMWi-Projekts 1501369 vom Fraunhofer-Institut für Techno- und Wirtschaftsmathematik ITWM entwickelt, während die Kopplung COCOSYS/CoPool im Vorhaben RS1508 *Weiterentwicklung der Rechenprogramme COCOSYS und ASTEC* zurzeit vorangetrieben wird. Gegenüber tatsächlichen CFD-Codes weist CoPool einige Vereinfachungen auf und benötigt dadurch

weitaus weniger CPU-Ressourcen. Mit einem Geometriegenerator lassen sich die benötigten Strukturen aus einfachen Basisobjekten wie Kugeln oder Zylinder erzeugen und anschließend vernetzen. Mittels CoPool ist COCOSYS in der Lage, einphasige 3D-Strömungen in Behältern abzubilden /ZEM 12/, /ITW 14/.

#### *Zweiphasiger Wärmeübergang in der Wasservorlage*

Tritt in der Wasservorlage ein zweiphasiger Wärmeübergang auf, so gibt es im Wesentlichen zwei Varianten: Zunächst kann der Kühlkreislauf mit ATHLET modelliert werden, die Wasservorlage und der Sicherheitsbehälter mit COCOSYS. Diese Variante bietet den Vorteil einer definierten Schnittstelle: die Wand des Wärmeübertragers. Da COCOSYS jedoch kein Modell zur Berechnung des Wärmeübergangs infolge Siedens beinhaltet, muss der Anwender in diesem Fall die jeweiligen Wärmeübergangskoeffizienten über Tabellen im Eingabedatensatz vorgeben. Dieses Verfahren kann zu einer ersten Abschätzung genutzt werden, ist aber aufgrund der fehlenden Kenntnis der tatsächlichen Wärmeübergangskoeffizienten während der Berechnungsphasen sehr ungenau und wird daher nicht empfohlen.

In der zweiten Variante können der Kühlkreislauf und die Wasservorlage mit ATHLET modelliert werden, der Sicherheitsbehälter mit COCOSYS. Dreidimensionale Phänomene innerhalb der Wasservorlage können mit ATHLET grob über eine entsprechende Nodalisierung bzw. in Zukunft detailliert durch das sich noch in der Entwicklung befindliche ATHLET 2D/3D-Modell abgebildet werden, an dessen Erstellung im Moment im Vorhaben RS1507 *Weiterentwicklung des Systemrechenprogramms ATHLET für Anwendungen in der Reaktorsicherheit* gearbeitet wird. Bei dieser Variante ist die Schnittstelle zwischen den Programmsystemen, die Wasseroberfläche, variabel, d. h. sie kann sich in ihrer Lage während der Transiente verschieben (z. B. durch Verdampfen des Wassers, Aufschäumen der Wasservorlage, usw.). Sowohl die Simulation der Wasservorlage mittels ATHLET als auch mit COCOSYS/CoPool soll im EASY-Projekt (*Integrale experimentelle und analytische Nachweise der Beherrschbarkeit von Auslegungsstörfällen allein mit passiven Systemen*) anhand von Einzelversuchen zum Verhalten des Absetzbeckens und des Flutbehälters des KERENA-Reaktors sowie an Integralversuchen ausgewählter Störfälle validiert werden. Die Experimente dazu sollen am Versuchsstand INKA in Karlstein durchgeführt werden. Weiterhin sollen bei dem im Rahmen des EURATOM Calls eingereichten NuSMoR-Proposals (*Nugenia Small Modular Reactors with passive safety features*) CFD-Rechnungen zur Untersuchung der

thermischen Stratifizierung in der Wasservorlagen für eine passive Notkühlung durchgeführt werden, die dann mit ATHLET 2D/3D-Rechnungen verglichen werden.

Ebenfalls in Abb. 5.1 aufgelistet sind die Bauarten der Wärmeübertrager (Rohrbündel-, Bajonett- und Plattenwärmetauscher), die in den betrachteten SMR zur Nachwärmeabfuhr eingesetzt werden. Rohrbündelwärmeübertrager werden dabei mit horizontalen, leicht geneigten, vertikalen oder helikalen Rohren ausgestattet.

Für die in derzeit betriebenen KKW verwendeten vertikalen Rohrbündelwärmeübertrager ist und wird ATHLET seit Jahrzehnten validiert (z. B. Dampferzeuger, sowohl U-Rohr wie auch Geradrohrdampferzeuger /LER 12a/). Für Wärmeübertrager mit leicht gegenüber der Horizontalen geneigten Rohren ist die Validierung noch nicht abgeschlossen. Basierend auf den Erweiterungen zur Berechnung des Verhaltens von horizontalen Dampferzeugern von WWER-Reaktoren wurde im Rahmen des Forschungsvorhabens RS1519 *Validierung von Rechenprogrammen zur Simulation von Störfällen* das Wärmeübergangsmodell in ATHLET um Korrelationen von Dobson und Chato zur Berechnung der Kondensation in waagerechten Rohren bei turbulenter Strömung eingefügt (siehe /VER 07/ und /THO 10/). Weiterhin wurde die zur Bestimmung des Wärmeübergangs beim (unterkühlten) Blasensieden implementierte Chen-Korrelation so verändert, dass der Wärmeübergang durch Blasensieden nicht mehr durch die Anströmung der Rohre vermindert wird. Zusätzlich soll im Rahmen des ab 1. Januar 2015 startenden (vom BMBF geförderten) PANAS-Projekts (*Untersuchungen zu passiven Nachzerfallswärme-Abfuhrsystemen: Experimentelle Analyse, Modellbildung und Validierung für System- und CFD-Codes*) die Berechnung des Wärmeübergangs bei der Kondensation in waagerechten oder leicht geneigten Rohren verbessert und mit Hilfe von aktuellen Experimenten validiert werden.

Die in manchen Konzepten verwendeten Plattenwärmeübertrager sind im Wesentlichen ebenfalls mit ATHLET simulierbar. Je nach spezifischer Geometrie kann es jedoch nötig sein, vorhandene Wärmeübergangskorrelationen zu modifizieren oder neue hinzuzufügen.

Im SCOR600-Design wird ein sogenannter Bajonett-Wärmeübertrager zur Abfuhr der Nachwärme aus dem Primärkreis an einen Zwischenkreislauf verwendet (s. Abb. 4.5). Aus diesem gelangt die Wärme über einen weiteren Wärmeübertrager an eine Luftströmung oder Wasservorlage. Eine Verifizierung der Simulierbarkeit einer solchen Geometrie mit ATHLET steht noch aus und ist innerhalb des NuSMoR-Proposals vor-

geschlagen. Die Validierung ist hier durch Vergleich von Rechnungen mit Experimentaldaten (des Entwicklers von SCOR) beabsichtigt.

### **Wärmeabfuhr an eine Luftströmung**

Soll die Nachwärme an eine Luftströmung abgegeben werden, so befindet sich das zu kühlende Medium des jeweiligen Primär-, Sekundär- oder Zwischenkreises innerhalb der Rohre der verwendeten Rohrbündelwärmeübertrager. Auch hier werden horizontal, vertikal oder helikal angeordnete Rohre verwendet. Detailinformationen zu den genauen Geometrien sind zurzeit noch nicht verfügbar. Innerhalb der Rohre ist die Strömung einphasig oder auch zweiphasig mit Kondensation, außerhalb nur einphasig (Luft). Je nach Geometrie können solche Wärmeübertrager mehr oder weniger gut mit ATHLET abgebildet werden (siehe oben). Die Simulation der einphasigen Luftströmung an der Außenseite ist mit ATHLET möglich, obwohl Luft nicht als Arbeitsmedium in ATHLET verfügbar ist. Luft kann als reines Gas für diese Anwendung mit Hilfe des Mehrkomponentenmodells modelliert werden. Mit COCOSYS ist die Berechnung eines Wärmeübergangs an Luft eine Standardanwendung.

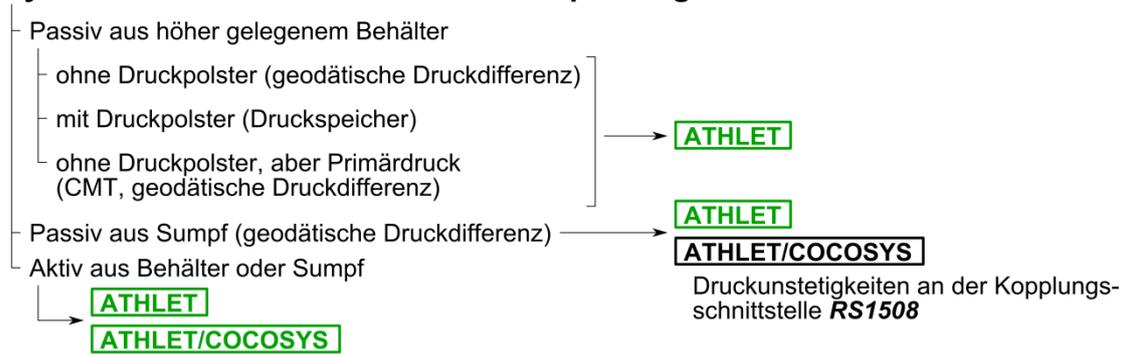
### **Systeme und Maßnahmen zur Notbespeisung von LWR**

Die in Kapitel 4.3.1 beschriebenen Systeme und Maßnahmen zur Notbespeisung von LWR sind in Abb. 5.2 zusammenfassend dargestellt. Die Notbespeisung in leichtwassergekühlten SMR lässt sich in die folgenden drei Gruppen unterteilen:

- passiv aus höher gelegenem Behälter
- passiv aus dem Sumpf
- aktiv aus einem Behälter oder aus dem Sumpf

In Abb. 5.2 sind für jede dieser drei Einsatzphasen die dabei auftretenden Phänomene beschrieben und der aktuelle Stand der Modelle in ATHLET und ATHLET/COCOSYS (je nach Einsatzgebiet) farblich (grün: validiert, schwarz: weitere Validierung/Entwicklung notwendig) dargestellt. Sofern Erweiterungen notwendig sind, werden die Projekte (bzw. Projektanträge) angegeben, in denen diese erarbeitet, implementiert und validiert werden sollen. Eine Berechnung der Notbespeisung mit dem Programmsystem COCOSYS ist nicht vorgesehen. Die in Abb. 5.2 zusammengefassten Informationen werden im Folgenden detaillierter beschrieben.

## Systeme und Maßnahmen zur Notbespeisung



**Abb. 5.2** Möglichkeiten der Simulation der Notbespeisung

### ***Passive Notbespeisung aus höher gelegenem Behälter***

Eine Abbildung und Berechnung der passiven Bespeisung aus einem Druckspeicher, Core-Make-Up-Tank oder einem geodätischen Flutbecken kann mit ATHLET zuverlässig durchgeführt werden. Die dazu notwendigen Modelle sind in dem zu erwartenden Einsatzbereich validiert.

### ***Passive Notbespeisung aus der Reaktorgrube***

Ist der Spalt zwischen Reaktordruckbehälter und umgebenen Behälter/Grube schmal genug, kann die Notbespeisung auch passiv erfolgen (siehe dazu auch Abb. 4.8 in Kapitel 4.3.1), wie z. B. im NuScale (Spalt zwischen Sicherheitsbehälter und Reaktordruckbehälter) und IRIS-Konzept (Spalt zwischen Reaktorgrube und Reaktordruckbehälter). Dann kann das Kühlmittel über die im Reaktordruckbehälter eingebrachten Rezirkulationsventile aus der Grube in den Reaktor gelangen, wobei die treibende Kraft die geodätische Druckdifferenz zwischen Reaktorgrube und -druckbehälter ist. Zur Abbildung und Berechnung dieser passiven Notbespeisung aus der Reaktorgrube können ATHLET oder ATHLET/COCOSYS eingesetzt werden. Allerdings ist dies eine bislang nicht validierte Anwendung. Beim Einsatz des gekoppelten Programmsystems kann es bei der Berechnung an der Kopplungsschnittstelle zu Druckunstetigkeiten (hervorgerufen durch unterschiedliche Zeitschrittweiten in beiden Programmsystemen:  $\Delta t_{\text{COCOSYS}} \gg \Delta t_{\text{ATHLET}}$ ) kommen. Einem COCOSYS-Zeitschritt folgen in der Berechnung mehrere ATHLET-Zeitschritte. Dies hat ein sprunghaftes Ein- und Ausströmen des Kühlmittels zur Folge. Im derzeit laufenden Vorhaben *RS1508* soll diese Fragestellung durch die Berücksichtigung einer linearen Interpolation der von ATHLET an COCOSYS übergebenden Drücke abgemildert werden.

### ***Aktive Notbespeisung***

Eine aktive Bespeisung aus einem externen Behälter bzw. aus dem Sumpf bei einem potentiellen Leckstörfall, d. h. mit Nutzung einer Pumpe kann sowohl mit dem Programmsystem ATHLET als auch mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/COCOSYS abgebildet und berechnet werden.

### **Systeme und Maßnahmen zur Druckentlastung in LWR**

Die in Kapitel 4.3.1 beschriebenen Systeme und Maßnahmen zur Notbespeisung von LWR sind in Abb. 5.3 zusammenfassend dargestellt. Eine Druckentlastung in leichtwassergekühlten SMR lässt sich in die folgenden zwei Gruppen unterteilen:

- Primärseitige Druckentlastung
- Druckentlastung des Kühlsystems und Druckabbau des Sicherheitsbehälters

Eine sekundärseitige Druckentlastung wird in diesem Abschnitt nicht betrachtet, da hierfür notwendigen Komponenten (z. B. Dampferzeuger (Kapitel 5.1.2), usw.) verwendet werden.

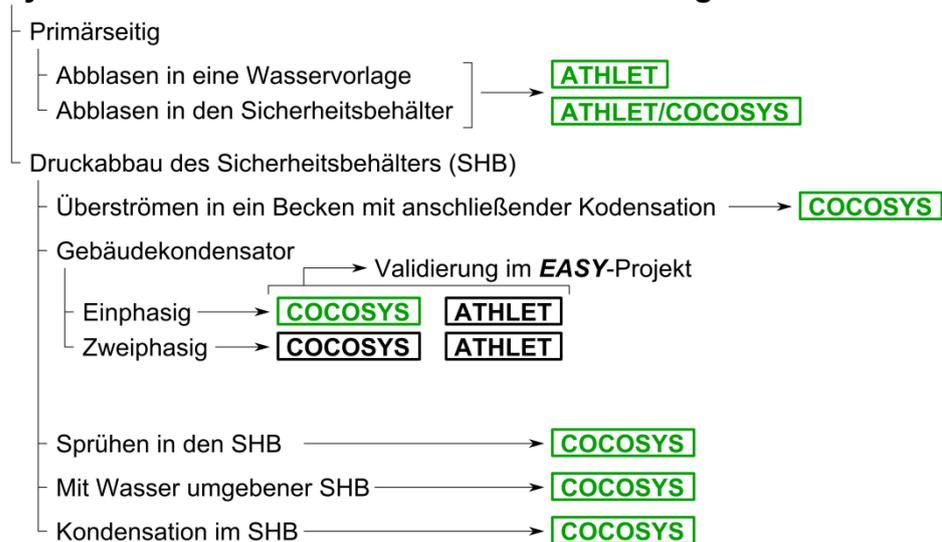
In Abb. 5.3 sind für jede dieser drei Einsatzphasen die dabei auftretenden Maßnahmen/Phänomene beschrieben und der aktuelle Stand der Modelle in ATHLET und ATHLET/COCOSYS (je nach Einsatzgebiet) farblich (grün: validiert, schwarz: weitere Validierung/Entwicklung notwendig) dargestellt. Sofern Erweiterungen notwendig sind, werden die Projekt(-anträge) angegeben, in denen diese erarbeitet, implementiert und validiert werden sollen. Die in Abb. 5.3 zusammengefassten Informationen werden im Folgenden detaillierter beschrieben.

### ***Primärseitige Druckentlastung***

Eine primärseitige Druckentlastung kann, neben dem Einsatz der Hauptwärmesenke oder der Not- und Nachkühlsysteme, in den betrachteten leichtwassergekühlten SMR durch Abblasen von Dampf in eine Wasservorlage mit anschließender Kondensation oder durch Abblasen von Dampf in den Sicherheitsbehälter geschehen. Beides sind Standardverfahren in bestehenden LWR. Daher ist die Modellierung und Berechnung dieser Maßnahmen mit den Programmsystemen ATHLET und ATHLET/COCOSYS bereits validiert. Für die Anwendung dieser Modelle bei leichtwassergekühlten SMR

muss die Anwendbarkeit der aktuellen Betriebsparameter auf die validierten Parameterbereiche überprüft werden.

### Systeme und Maßnahmen zur Druckentlastung/Druckabbau



**Abb. 5.3** Möglichkeiten der Simulation der primären Druckentlastung und Druckabbau des Sicherheitsbehälters

### Druckabbau des Sicherheitsbehälters

Wird Wasser/Wasserdampf in den Sicherheitsbehälter abgeblasen oder gelangt Dampf über ein Leck in den Sicherheitsbehälter, kommt es zu einem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter, der üblicherweise nur für wenige bar ausgelegt ist. Der Druckaufbau muss daher begrenzt werden. Dazu sind in den aktuellen leichtwassergekühlten SMR Konzepten verschiedene Möglichkeiten vorgesehen. Dies sind:

- Die Wärmeabgabe durch Kondensation des Dampf/Luft-Gemisches an den Strukturen der Komponenten im Sicherheitsbehälter und an dessen Innenseite,
- das Überströmen des Dampf/Luft-Gemisches in ein Wasserbecken bzw. einen wassergefüllten Torus mit anschließender Kondensation,
- die Kondensation des Dampf/Luft-Gemisches an einem Gebäudekondensator,
- die Kondensation des Dampf/Luft-Gemisches durch Sprühen im Sicherheitsbehälter
- die Wärmeabgabe über die außen teilweise oder vollständig mit Wasser umgebene Sicherheitsbehälterwand.

Im Folgenden werden diese Möglichkeiten näher beschrieben:

### *Wärmeabgabe durch Kondensation des Dampf/Luft-Gemisches an den Strukturen der Komponenten im Sicherheitsbehälter und an dessen Innenseite*

Die Abbildung und Berechnung von Kondensation von Dampf/Luft-Gemischen an Strukturen ist eine Standardanwendung von COCOSYS /KLH 13/. Diese Modelle werden laufend validiert (z. B. im WASA-BOSS-Projekt) und gegebenenfalls erweitert.

### *Überströmen des Dampf/Luft-Gemisches in ein Wasserbecken bzw. einen wassergefüllten Torus mit anschließender Kondensation*

Dabei wird das Dampf/Luft-Gemisch z. B. in eine Kondensationskammer bzw. einen Torus geleitet und der Dampf kondensiert in der Wasservorlage. Für diese Systeme ist in COCOSYS das DRASYS-Modell vorgesehen. Dieses ist an ähnlichen Druckabbausystemen von WWER-Reaktoren validiert.

### *Kondensation des Dampf/Luft-Gemisches an einem Gebäudekondensator*

Gebäudekondensatoren sind Rohre oder Rohrbündel, die oben im Sicherheitsbehälter angebracht sind und an denen außen der Dampf aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre kondensieren kann. Die Wärme wird dabei von einer Wasservorlage in einem über dem Gebäudekondensator gelegenen Becken aufgenommen. In COCOSYS ist für die integrale Berechnung spezieller Gebäudekondensatormodelle das COMO-Modell (Condenser Module) enthalten, das für einphasige Strömungen sehr gute Ergebnisse liefert, mit zweiphasigen Strömungen bzw. im Übergangsbereich jedoch verbessert werden muss. Für eine detaillierte Modellierung der Geometrie des Gebäudekondensators bietet sich hingegen das Programmsystem ATHLET an. Mögliche 3D-Effekte in der dazugehörigen Wasservorlage können dann mit dem derzeit in der Entwicklung befindlichen 2D/3D-Modul von ATHLET berechnet werden. Beide Varianten sollen im Rahmen des EASY-Projekts anhand von Experimentaldaten der INKA-Versuchsanlage der AREVA GmbH, eines GEKO-Versuchsstands in Alzenau sowie des Versuchsstands GENEVA der WKET (Professur für Wasserstoff und Kernenergietechnik) der TU-Dresden validiert werden.

### *Kondensation des Dampf/Luft-Gemisches durch Sprühen im Sicherheitsbehälter*

Der Druckabbau im Sicherheitsbehälter wird durch Kondensation des Dampfes in der SHB-Atmosphäre durch Sprühen realisiert. Diese Anwendung kann mit COCOSYS modelliert und berechnet werden.

### *Wärmeabgabe über die außen teilweise oder vollständig mit Wasser umgebene Sicherheitsbehälterwand*

Als Wärmesenke an der Außenseite der Sicherheitsbehälterwand dient hierbei eine Wasservorlage, die den Sicherheitsbehälter teilweise oder vollständig umgibt (z. B. NuScale Konzept). Diese Anwendung kann mit COCOSYS abgebildet und berechnet werden. Allerdings ist hierbei – wie schon bei der Nachwärmeabfuhr an eine Wasservorlage – zu berücksichtigen, dass die Modelle von COCOSYS oder aus COCOSYS/CoPool nur für den einphasigen Wärmeübergang entwickelt wurden. Sobald Sieden in der Wasservorlage berücksichtigt werden muss, sind Erweiterungen der Modelle notwendig.

#### **5.1.4 Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in SMR-Schwerwasserkonzepten eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen**

Die in den Schwerwasserkonzepten betrachteten Sicherheitssysteme ähneln denen der Leichtwasserreaktoren. Daher gelten die in Kapitel 5.1.3 enthaltenen Aussagen zu den Sicherheitssystemen und Maßnahmen der Sicherheitsebenen wie Notkondensatoren, Wärmeabfuhr an Wasservorlagen (aus Primär- oder Sekundärkreis), Druckspeicher, geodätische Flutbecken, aktive Sumpfeinspeisung, Kondensationskammern sowie Gebäudekondensatoren auch für SMR mit dem Kühlmittel schweres Wasser.

Als zusätzliche Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters werden bei Schwerwasserkonzepten aktive Gebäudekühler und Betonstrukturkühler eingesetzt. Beide Wärmeübertrager befinden sich im Sicherheitsbehälter und werden daher mit dem Programmsystem COCOSYS abgebildet. Beide Wärmeübertrager können mit COCOSYS berechnet werden. Dazu enthält COCOSYS u. a. ein Berechnungsmodell, das auf dem von AREVA für – in aktuellen DWR eingesetzten – Kühler des Lüftungssystems entwickelten Modell basiert /KLH 13/.

### **5.1.5 Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in gasgekühlten SMR Konzepten eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen**

Entsprechend der Beschreibung der thermohydraulischen Systeme und Maßnahmen von gasgekühlten SMR in Kapitel 4, die den verschiedenen Sicherheitsebenen zugeordnet werden, erfolgt die Bewertung ihrer Modellierbarkeit in den Programmsystemen ATHLET und COCOSYS in diesem Kapitel für die Aufgaben Nachwärmeabfuhr und Druckentlastung.

#### **Systeme und Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr in gasgekühlten SMR Konzepten**

Für die Nachwärmeabfuhr an die Umgebung bzw. an eine Wasservorlage stehen in den betrachteten gasgekühlten SMR unter anderem offene separate Luft- bzw. Wasserkreisläufe zur Verfügung, die über Wärmeübertrager mit dem Primärkreis verbunden sind (siehe auch Abb. 4.21 in Kapitel 4.3.3). Je nach Wärmeübertragergeometrie können diese Systeme mit ATHLET abgebildet und simuliert werden (siehe Kapitel 5.1.3). Aufgrund fehlender Detailaussagen zu vorgesehenen Geometrien ist derzeit eine weitergehende Beurteilung nicht möglich. Zusätzlich sind weitere Validierungsarbeiten im Hinblick auf die in ATHLET implementierten Wärmeübergangskorrelationen für Gase notwendig.

Aufgrund der in gasgekühlten SMR im Betrieb und im Störfall auftretenden hohen Temperaturen wird die Nachwärme auch über Wärmestrahlung vom Reaktordruckbehälter an die umliegenden Strukturen im Sicherheitsbehälter entweder direkt an die Sicherheitsbehälterwand oder an zur Wärmeaufnahme vorgesehene Kühlkörper, die mittels Luft- bzw. Wasserströmung gekühlt werden, abgegeben. Parallel zur Strahlung kann die Wärme auch über Konvektionsschleifen übertragen werden. Während der Wärmetransport aus Kühlkörpern mit dem Programmsystem ATHLET berechnet werden kann, kann mit dem Programmsystem COCOSYS der Wärmetransport infolge Konvektion, Strahlung und Wärmeleitung auch für gasgekühlte Konzepte berechnet werden. Aufgrund der fehlenden Information zur Detailkonstruktion sind keine weitergehenden Aussagen zur Abbildung der Geometrien möglich.

Auch innerhalb des Reaktordruckbehälters spielt die Wärmestrahlung aufgrund der hohen erreichbaren Temperaturen der gasgekühlten Reaktoren eine große Rolle. Wäh-

rend die Wärmetransportprozesse Wärmeleitung und Konvektion mit ATHLET quasi ohne Zutun des Nutzers mit betrachtet werden, muss die Wärmestrahlung für die beteiligten Strukturen explizit aktiviert werden. Unter dem Controlword RADIATION können Gruppen von wärmestrahlenden Objekten definiert werden. Jede Gruppe besteht dabei aus einem Thermofluidobjekt (TFO) und zwei bis sieben Wärmeleitobjekten (HCO). Einstrahlzahlen sowie Emissionsgrade müssen angegeben werden.

### **Systeme und Maßnahmen zur Druckentlastung in gasgekühlten SMR Konzepten**

Kommt es infolge eines Lecks im Primärkreis zu einem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter, so sehen einige Konzepte gasgekühlter SMR ein Venting (gefiltert oder ungefiltert) vor, um durch Abgabe von Gas aus dem Sicherheitsbehälter den Druckaufbau zu begrenzen. Der Vorgang des Venting kann mit dem Programmsystem COCOSYS modelliert werden.

#### **5.1.6 Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in flüssigmetallgekühlten SMR Konzepten eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen**

Thermohydraulische Sicherheitssysteme in den betrachteten LMR-Konzepten sind im Wesentlichen nur zur Nachwärmeabfuhr vorhanden (vgl. Kapitel 4). Eine primärseitige Druckentlastung ist nicht vorgesehen, da die Siedetemperaturen von Blei, Natrium, sowie LBE sehr hoch sind (ca. 1.750 °C, 883 °C sowie 1.670 °C). Leckstörfälle werden in den betrachteten LMR dahingehend beherrscht, indem um den Reaktorbehälter eine Schutzhülle mit kleiner Spaltbreite vorgesehen ist, durch die das austretende Kühlmittel aufgefangen und somit die Gesamtmenge des austretenden Kühlmittels begrenzt wird.

Zur Nachwärmeabfuhr sind jedoch verschiedenste Systeme vorgesehen. Hierzu zählen direkte Kühlsysteme, sog. Direct Reactor Auxiliary Cooling Systems (DRACS, s. Kapitel 4.3.4), die die Nachwärme über einen separaten Flüssigmetallkreislauf (z. B. NaK) an eine Luftströmung abgeben. Es ist davon auszugehen, dass in den verwendeten Wärmeübertragern der Wärmeübergang einphasig geschieht (Flüssigmetalle und Luft). Eine Abbildung und Berechnung dieser Kreisläufe mit ATHLET ist möglich, allerdings gilt diese Aussage auch hier nur unter dem Vorbehalt, dass die Details der Geometrien der Wärmeübertrager und damit zur Strömungsführung zurzeit nicht bekannt sind. Zu-

sätzlich sind weitere Validierungsarbeiten im Hinblick auf die in ATHLET implementierten Wärmeübergangskorrelationen für Flüssigmetalle notwendig.

Als weitere Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr ist die Außenkühlung der Dampferzeuger sowie des Reaktordruckbehälters mit Hilfe einer Luftströmung vorgesehen. Beide Systeme können sowohl mit dem Programmsystem ATHLET als auch mit dem Programmsystem COCOSYS simuliert werden.

Im Rahmen des Projekts RS1515 *Rechenmethodenentwicklung zur Sicherheitsbewertung schneller Systeme und V/HTR* wird zur Zeit bei der GRS ATHLET weiter für die Simulation von Transienten in flüssigmetallgekühlten Reaktoren ertüchtigt. Hierzu gehören neue Wärmeübergangskorrelationen, Modelle zur Berechnung der Strömungsverluste, ein Modell für elektromagnetische Pumpen sowie die Betrachtung von Zweiphasenströmungen bei Natrium.

#### **5.1.7 Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung der in Salzschnmelzekonzepten von SMR eingesetzten Systeme und Maßnahmen der Sicherheitsebenen**

Berechnungen der Thermohydraulik von SMR mit Salzschnmelzen sind derzeit weder mit dem Programmsystem ATHLET noch mit dem Programmsystem COCOSYS möglich, da die verwendeten Materialien der Salzschnmelze nicht als Arbeitsmedium bzw. Komponenten in den Programmsystemen zur Verfügung stehen. Die Art der Salzschnmelzen ist stark konzeptabhängig und die Konzepte selbst befinden sich noch in einer frühen Entwicklungsphase. Trotz dieser Einschränkung werden im Folgenden die Modellierbarkeit und Berechenbarkeit einzelner Systeme und Maßnahmen mit den Programmsystemen ATHLET und COCOSYS kurz eingeschätzt.

Die Nachkühlung in den betrachteten Salzschnmelze-Konzepten erfolgt entweder durch einen mit dem Primärkühlmittel verbundenen separaten Kühlkreislauf (bei festem Reaktorkern) oder durch Ablassen des Kühlmittels in dafür vorgesehene Ablassbehälter, die anschließend mit Hilfe eines separaten Kreislaufes gekühlt werden (bei im Kühlmittel enthaltenen Brennstoff). Die Kreisläufe geben dabei die Wärme jeweils an eine Luftströmung ab. Die Simulierbarkeit dieser Systeme ist mit ATHLET grundsätzlich möglich, jedoch ist auch hier die Geometrie der verwendeten Wärmeübertrager nicht bekannt. In diesen Konzepten vorgesehene Gefrierstopfen können in ATHLET prinzipi-

ell als Ventile modelliert werden, bei denen das Öffnen der Ventile mit einem GCSM-Signal in Abhängigkeit von der Temperatur abgebildet werden kann. Zusätzlich sind weitere Validierungsarbeiten im Hinblick auf die in ATHLET implementierten Wärmeübergangskorrelationen für Salzschnmelzen notwendig.

Auch die Maßnahme der Aufrechterhaltung des Füllstandes durch Flutung der Reaktorkaverne mittels Salzschnmelze aus einem Vorratsbehälter bei einem Leck und zusätzlichem Bruch im Schutz- sowie im Reaktorbehälter ist prinzipiell mit den Programmsystemen abbildbar und berechenbar.

### 5.1.8 Verfügbarkeit von Modellen zur Abbildung und Berechnung spezieller Baugruppen von in SMR eingesetzten Systemen und Maßnahmen der Sicherheitsebenen

In diesem Kapitel werden spezielle Bauteile betrachtet, die in verschiedenen SMR Konzepten zur Erhöhung der Sicherheit eingesetzt werden. Diese sind

- Strömungsbegrenzer und Fluidioden,
- Venturidüsen und Rückschlagklappen sowie
- thermoelektrische Elemente und Wärmerohre.

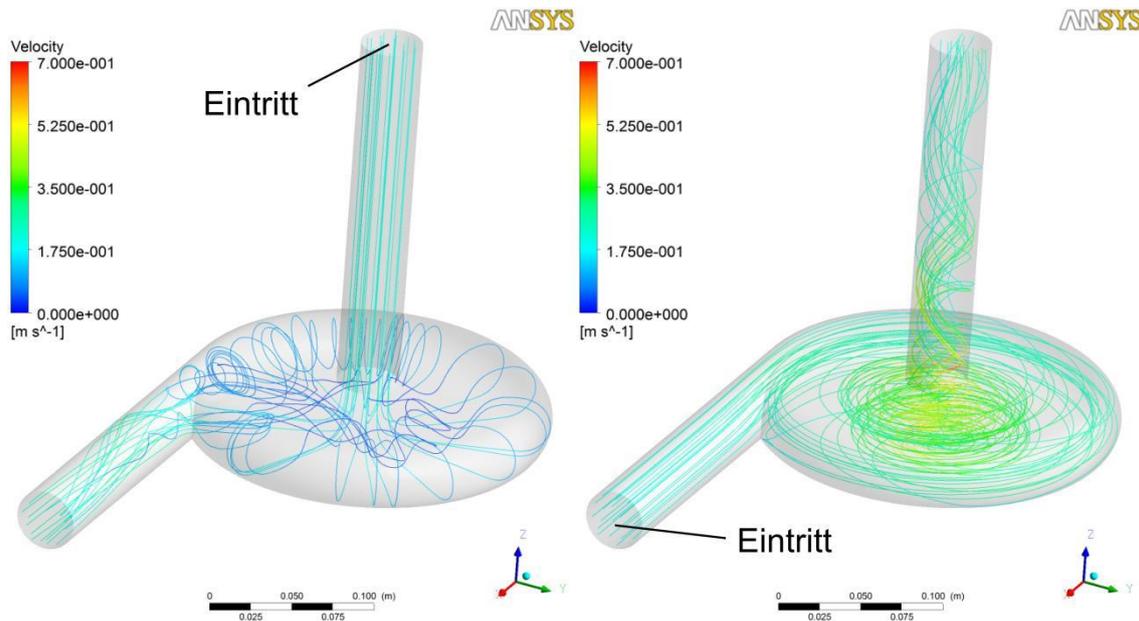
In Abb. 5.4 ist für jede dieser Baugruppen der aktuelle Stand der Modelle in ATHLET und COCOSYS (je nach Einsatzgebiet) farblich (grün: validiert, schwarz: weitere Validierung/Entwicklung notwendig) dargestellt. Sofern Erweiterungen notwendig sind, werden die Projekte (Projektanträge) angegeben, in denen diese erarbeitet, implementiert und validiert werden sollen oder falls dies bislang noch nicht vorgesehen ist, werden nur die offenen Fragestellungen / Phänomene genannt.

#### Spezielle Baugruppen



**Abb. 5.4** Möglichkeiten der Simulation spezieller Baugruppen

## Strömungsbegrenzer und Fluidioden



**Abb. 5.5** Stromlinien einer Fluidiode (Vortexdiode) anhand zweier CFX-Simulationen, Links: Durchlassrichtung (niedriger Druckverlust), Rechts: Sperrichtung (hoher Druckverlust) nach /GRA 11/

Strömungsbegrenzer sollen in Anschlussstutzen großer Leitungen in Leichtwasser-SMR eingesetzt werden. Sie führen aufgrund ihrer Konstruktion je nach Strömungsrichtung zu verschiedenen hohen Druckverlusten (siehe auch Abschnitt 4.3.1). In einer Eintrittsleitung in den Reaktordruckbehälter eingebaut, sorgt ein Strömungsbegrenzer dafür, dass der Druckverlust bei der Strömung in den RDB klein, aber bei der Strömung aus dem RDB groß ist, um z. B. einen Leckmassenstrom zu minimieren. Die in MSR eingesetzten Fluidioden funktionieren nach demselben Prinzip, sollen aber Strömungspfade in einer Richtung nahezu blockieren (siehe Abschnitt 4.3.5). Ein Beispiel einer CFX-Rechnung einer Fluidiodengeometrie zeigt Abb. 5.5. Diese sogenannte Vortexdiode besteht aus einem sehr niedrigen Zylinder, dessen Mantel abgerundet ist. Zwei Kühlmittelanschlüsse sind vorgesehen, einer koaxial zum Zylinder, der andere tangential. Strömt das Kühlmittel über den koaxialen Anschluss in die Diode, gibt es zwar einen Druckverlust durch die erkennbaren Verwirbelungen, er ist jedoch deutlich kleiner als im anderen Fall, in dem der tangentiale Anschluss als Eintritt gewählt wurde. Die hier entstehende Wirbelstruktur setzt sich vom Zylinder bis in die Austrittsleitung fort. Sowohl Fluidioden als auch Strömungsbegrenzer können mit dem Programmsystem ATHLET durch die Angabe deutlich unterschiedlicher Verlustbeiwerte für die Hin- und die Rückströmung modelliert werden.

## **Venturidüsen**

Venturidüsen werden beispielsweise im SCOR600 und auch im TRIGA-Reaktorkonzept verwendet, um Notkühlströmungspfade bei Normalbetrieb zu blockieren. ATHLET soll hinsichtlich der Abbildbarkeit und Berechenbarkeit der Venturidüsen des SCOR600 im geplanten NuSMoR-Projekt unter Verwendung von Experimentaldaten des Entwicklers des SCOR-Konzepts (CEA) validiert werden.

## **Rückschlagklappen**

Eine weitere Baugruppe ist die Rückschlagklappe, die die Strömung eines Fluids nur in einer Richtung zulässt. Mit dem ATHLET-Ventilmodell kann eine solche Rückschlagklappe modelliert werden. Die ATHLET-Rückschlagklappe öffnet, wenn die Druckdifferenz auf beiden Seiten der Klappe einen zuvor definierten Wert erreicht und schließt, je nach Art der Klappe, entweder bei Unterschreiten eben dieser Druckdifferenz (wahlweise auch unter Berücksichtigung des dynamischen Druckanteils) oder bei einer Strömungsumkehr. Die Querschnittsfläche beim Öffnen und Schließen wird über ein GCSM-Signal vorgegeben und kann in Tabellenform vorliegen /LER 12/. Im EASY-Projekt soll ATHLET dahingehend erweitert werden, dass die Klappenstellung mit Hilfe einer Bewegungsgleichung unter Berücksichtigung von Gewichts-, Feder- und/oder Reibungskräften, in der die Druckdifferenz und die Kennlinie der Armatur eingehen, berechnet wird.

## **Thermoelektrische Elemente und Wärmerohre**

Thermoelektrischen Elemente dienen der Stromerzeugung und basieren auf dem Seebeck-Effekt. Dieser thermoelektrische Effekt führt in einem Leiter zu einer elektrischen Spannung, sobald beide Enden des Leiters mit unterschiedlichen Temperaturen beaufschlagt werden. Thermoelemente basieren auf diesem Effekt /KOS 15/. Werden mehrere solcher Elemente in Reihe geschaltet erhält man einen größeren thermoelektrischen Generator wie er z. B. im RAPID eingesetzt werden soll. Die Wärme für die heiße Seite stammt aus dem Reaktor, die kalte Seite wird von einem Kühlsystem gekühlt. Eine Modellierung dieser Prozesse mit dem Programmsystem ATHLET ist möglich unter Nutzung von Thermofluidobjekten für die Strömung des Arbeitsmediums und von Wärmeleitobjekten für die Abbildung der Strukturen. Die Thermofluidobjekte der heißen Seite werden dabei mit denen der kalten Seite über entsprechende Wärmeleitobjekte verbunden. In diese Wärmeleitobjekte wird dann eine Wärmesenke eingefügt, die je

nach Temperaturdifferenz zwischen heißer und kalter Seite dem Wärmeleitobjekt Energie entzieht. Die Größe der Wärmesenke ist vom Seebeck-Koeffizienten abhängig, der in Tabellenform eingegeben wird. Käme es zu einem Lastabwurf, wird die Größe der Senke auf null gesetzt, da kein Strom mehr fließt und nur noch eine Spannung aufgrund der Temperaturdifferenz erzeugt wird.

Im RAPID-SMR-Design soll die Wärme über Wärmerohre zum Generator geleitet werden. Auch beim MRX und dem GT-MHR sind Wärmerohre vorgesehen. Wärmerohre sowie auch thermoelektrische Generatoren sollen im geplanten EURATOM REPASS-Proposal (*Retrofitting Passive Safety Systems*) näher untersucht werden. Dabei soll ATHLET an entsprechenden Experimenten validiert und gegebenenfalls erweitert werden.

## 5.2 Neutronenkinetik

Ein Reaktorkern besteht aus Brennstoff, Kühlmittel, Moderator, Steuerstäbe, Absorber, Reflektoren, Brennstabhülle und Brennelemente. Diese müssen zur Berechnung ihres Verhaltens mit den jeweiligen Modellen der Programme abgebildet werden. Zur Simulation der Neutronenkinetik werden in der GRS u. a. die selbstentwickelten Rechenprogramme ATHLET, QUABOX/CUBBOX, DORT-TD und TORT-TD eingesetzt. Mit ATHLET wird dabei die aus der Kernspaltung erzeugte und ans Kühlmittel übertragene Wärmeenergie berechnet. Des Weiteren erfolgt die Berücksichtigung der Nachzerfallsleistung eines Kerns durch vom Nutzer vorgegebene zeitabhängige Eingabedaten. Beide Varianten beruhen auf einer eindimensionalen Modellierung und resultieren in einer direkt dem modellierten Kühlkreislauf zugeführten Wärmemenge. Wird eine detailliertere Abbildung des Reaktorkerns mit den darin stattfindenden Prozessen und den resultierenden Verteilungen von Temperaturen etc. benötigt, werden in einem ersten Schritt spezifische Programme zur detaillierten Abbildung des Kerns und der Neutronenkinetik verwendet. Dabei bietet QUABOX/CUBBOX die Möglichkeit die Neutronenkinetik für quadratische Kerne detaillierter abzubilden und mit dem nodalen Grobgitter-Diffusionsverfahren und mit Hilfe der Definition von sehr wenigen Energiegruppen detaillierter als ATHLET zu berechnen. Das Programm DORT-TD nutzt die Diskrete-Ordinaten-Methode zur Lösung der Neutronentransportgleichung und bietet so eine universellere zweidimensionale Lösungsmethode (TORT-TD dreidimensional). Ein darüber hinaus gehender Detaillierungsgrad der Berechnung der Neutronenkinetik

ist für die hier betrachtete sicherheitstechnische Bewertung von SMR Konzepten nicht notwendig.

Die Qualität der Rechenergebnisse wird jedoch nicht allein durch die Güte der Näherungsverfahren zur Lösung der Transportgleichungen bestimmt, sondern auch durch die vorgelagerte Bestimmung der Eingabedaten wie z. B. die Berechnung der Wirkungsquerschnitte basierend auf den zugrunde liegenden Basisdatenbibliotheken. Die Anwendbarkeit dieser Verfahren wird im Rahmen dieser Studie nicht bis auf einzelne Codes heruntergebrochen, sondern nur grundsätzlich beurteilt, da ihre Anwendung insbesondere verstärkt für "state-of-the-art" Rechenmodelle für den Übergang zu kompletten 3D-"Pin-by-Pin"-Analysen von Reaktorkernen erfolgt und damit die o. g. grundsätzliche sicherheitstechnische Beurteilung einzelner SMR Konzepte übersteigt.

Auch bei der Berechnung der Neutronenkinetik können und werden gekoppelte Rechnungen durchgeführt, so wird z. B. ATHLET mit QUABOX/CUBBOX oder ATHLET mit DORT-TD gekoppelt, um die Wechselwirkungen zwischen Thermohydraulik und Neutronenkinetik direkt in einer Rechnung berücksichtigen zu können.

In Kapitel 5.2.1 werden die Modelle zur Berechnung in den Programmen zur Verfügung stehenden Materialien der Elemente eines Reaktorkerns beschrieben. Es folgt in Kapitel 5.2.2 eine kurze Übersicht über die zur Verfügung stehenden Möglichkeiten zur Abbildung der verschiedenen Geometrien der Brennelemente. In Kapitel 5.2.3 wird die Verfügbarkeit von Modellen in den Programmen zur Berechnung der Neutronenkinetik beschrieben. Da zur Aufbereitung und Erstellung der jeweiligen Kinetikeingabedaten immer die Verwendung weiterer Tools notwendig ist, wird deren Anwendbarkeit in Kapitel 5.2.4 dargestellt. Im letzten Kapitel wird beschrieben, dass alle zur Verfügung stehenden Programme für weitere kernphysikalische Besonderheiten von SMR wie höhere Anreicherungen und höhere Abbrände im Vergleich zu bestehenden KKW noch validiert werden müssen.

### **5.2.1 Verfügbarkeit von Modellen zur Berechnung der Materialien der Brennelemente und der sonstigen Strukturmaterialien im Kern**

Basierend auf der in Kapitel 3.5 enthaltenen Zusammenstellung der verschiedenen Materialien der einzelnen SMR-Arten wird in diesem Kapitel der aktuelle Stand der

Programme ATHLET, QUABOX/CUBBOX und DORT-TD/TORT-TD bzgl. der Modellierbarkeit dieser Materialien in Tab. 5.3 vorgestellt.

Es zeigt sich, dass die Stoffwerte von Materialien, die in gegenwärtigen LWR eingesetzt werden, in ATHLET verfügbar sind ( $UO_2$ , MOX, Zirkaloy, Stahl, Graphit, aber auch Edelstahl und Siliziumcarbid) /LER 12/. Für weitere Materialien (in Tab. 5.3 mit einem „-“ gekennzeichnet) können in den ATHLET-Datensatz Tabellen mit den Wärmekapazitäten, Dichten sowie Wärmeleitfähigkeiten eingegeben werden (*User-Input Tables*). Die für die Neutronenkinetikprogramme benötigten Daten hingegen liegen prinzipiell in den Datenbanken der nuklearen Basisdaten vor (z. B. ENDF-VII sowie JEFF 3.1). Da die GRS in der Vergangenheit allerdings vorrangig Rechnungen von Leichtwasserreaktoren durchgeführt hat, fehlen hier die Erfahrungen mit Materialien, die in den neuen Reaktorkonzepten eingesetzt werden. Insbesondere müssen hierbei die Unsicherheiten der nuklearen Daten für diese Materialien berücksichtigt werden. Diese Unsicherheiten können sich durch die gesamte nukleare Rechenkette fortpflanzen.

**Tab. 5.3** Verfügbarkeit von Stoffwerten und nuklearen Daten verschiedener Brennstoff- und Strukturmaterialien

Material	ATHLET	QUABOX/CUBBOX	DORT-TD/TORT-TD
<b>Brennstoff</b>			
Uran	nur $UO_2$ (260 – 2.750 °C)		aus nuklearen Basisdaten
Thorium	-		
Plutonium	nur MOX (260 – 2.750 °C)		
<b>Strukturmaterialien</b>			
<i>Brennstabhülle</i>			
Zirkaloy	x (260 – 1.920 °C)		aus nuklearen Basisdaten
Zr-Nb	-		
E110	-		
Stahl	ferritisch, austenitisch		
SiC	x (27 – 2.127 °C)		
Edelstahl	x		
<i>Steuerstab</i>			
$B_4C$	-		aus nuklearen Basisdaten
Hf	-		
Ag-In-Cd	-		
$B_4O$	-		

Material	ATHLET	QUABOX/CUBBOX	DORT-TD/TORT-TD
Dy <sub>2</sub> Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub>	-		
<i>Absorber</i>			
Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	aus nuklearen Basisdaten	
B <sub>4</sub> C	-		
IFBA	-		
Er	-		
<i>Reflektor</i>			
Stahl	ferritisch, austenitisch	aus nuklearen Basisdaten	
Graphit	x (27 – 1.827 °C)		
BeO	-		
Be <sub>2</sub> C	-		
Edelstahl	x		

### 5.2.2 Verfügbarkeit von Modellen zur Modellierung der Brennstab- und Brennelementanordnungen

Basierend auf der Kapitel 3.5 enthaltenen Zusammenstellung der verschiedenen Geometrie der verschiedenen Brennstab- und Brennelementanordnungen der einzelnen SMR Konzepte wird in diesem Kapitel der aktuelle Stand der drei Programme ATHLET, QUABOX/CUBBOX, DORT-TD und TORT-TD bzgl. der Modellierbarkeit dieser Geometrien in Tab. 5.4 vorgestellt.

**Tab. 5.4** Modelle verschiedener Brennelementgitter

Brennelementgitter	ATHLET	QUABOX/CUBBOX	DORT-TD	TORT-TD
quadratisch	x	x	x	x
hexagonal	x	-	-	-
kugelförmig	x	-	-	x

Die Thermohydraulik von Kernen mit quadratischem (LWR, LMR), hexagonalem (LWR, MSR, GCR, LMR) sowie rundem (HWR) Brennelementquerschnitt mit und ohne Brennelementkasten kann problemlos mit ATHLET simuliert werden. Die Kühlkanäle zwischen den Brennstäben werden dabei normalerweise in Gruppen zusammengefasst. Ein Queraustausch mit benachbarten Gruppen kann mittels Cross Connection Objects realisiert werden. Beachtet werden muss hier die Anzahl der Nachbarkanäle (quadratisch: vier, hexagonal sechs). Soll eine Kugelschüttung modelliert werden, wie sie in GCR, MSR und einem LWR (FBNR) vorkommen kann, so muss zusätzlich in der

Objektbeschreibung des betreffenden Kernkanals das Pseudokeyword PEBBLE angegeben werden, unter dem der Außendurchmesser der Kugeln sowie die Porosität der Schüttung definiert werden muss /LER 12/. Dieses Modell wurde im Rahmen des Projekts RS1191 *Rechenmethodenentwicklung zur Bewertung der Sicherheit von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren und superkritischen Leichtwasserreaktoren* in ATHLET implementiert und ist in der aktuellen ATHLET-Version 3.0B verfügbar. In einigen MSR und GCR werden Kerne aus Graphitblöcken mit Bohrungen für die Kühlmittelströmung und zur Aufnahme des Brennstoffs verwendet (z. B. FUJI (hier mit Brennstoff im Kühlmittel), ANTARES, GTMHR, U-Battery). Die Schwierigkeit besteht hier in der Abbildung der 2D-Wärmeleitung in den Brennelementen. Im Rahmen des Projekts RS1515 *Rechenmethodenentwicklung zur Sicherheitsbewertung schneller Systeme und V/HTR* wurde für den OECD-Benchmark *FOR PRISMATIC COUPLED NEUTRONICS/THERMAL FLUIDS TRANSIENT OF THE MHTGR-350 MW CORE DESIGN* ein Datensatz für den Kern des MHTGR-350 mit ATHLET-Standardobjekten erstellt, der sich ebenfalls aus solchen Graphitblöcken zusammensetzt. Anschließend wurde mit Hilfe des Datensatzes ein stationärer Kernzustand simuliert. Der Vergleich der Ergebnisse des Benchmarks zeigte eine gute Übereinstimmung mit den anderen in dem Benchmark verwendeten Codes.

Mit Hilfe des Punktkinetikmodells in ATHLET lässt sich die nukleare Wärmeenergieerzeugung mittels punktkinetischer Gleichungen modellieren. Dabei müssen die entsprechenden Reaktivitätskoeffizienten für die Brennstofftemperatur, Moderatorichte und -temperatur (falls vorhanden), Borkonzentration und Temperatur fester Moderatoren (z. B. Graphitreflektoren) angegeben werden. Zusätzlich kann über das GCSM Modul dem Kern weitere Reaktivität hinzugefügt werden, um beispielsweise den Einfluss von Steuerstäben darzustellen. Weiterhin muss die Anfangsleistung der Brennstäbe sowie deren axiale Verteilung angegeben werden. Die Simulation eines Reflektors (z. B. aus Graphit) würde ein zusätzliches Set an Punktkinetikdaten nötig machen /LER 12/. Lokale Reaktivitätseffekte mit 3D-Charakter können vom Punktkinetikmodell aber nicht abgebildet werden. Alternativen stellen das eindimensionale Neutronenkinetikmodell von ATHLET sowie die Möglichkeit der Kopplung von ATHLET mit 3D-Kinetikprogrammen wie QUABOX/CUBBOX, DYN3D, usw. dar.

Die in der GRS eingesetzten Neutronenkinetikprogramme sind in unterschiedlichem Maße dazu in der Lage, die oben genannten Brennelementgitter abzubilden. Während der GRS-Code QUABOX/CUBBOX nur mit einem quadratischen Brennelementgitter umgehen kann, ist TORT-TD zusätzlich dazu in der Lage, in Zylinderkoordinaten zu

rechnen und damit auch kugelförmige Brennelemente abzubilden. Für Rechnungen mit hexagonalen Brennelementgittern nutzt die GRS externe Programme wie DYN3D, PARCS sowie nTRACER. Sowohl die eigenen als auch die externen Codes müssen für den Einsatz von SMR-Kernrechnungen weiterentwickelt und validiert werden.

### 5.2.3 Verfügbarkeit von Modellen zur Berechnung der Neutronenkinetik

In ATHLET stehen im Wesentlichen zwei Möglichkeiten zur Berechnung der Neutronenkinetik zur Verfügung: Das Punktkinetikmodell und ein eindimensionales Neutronenkinetikmodell, das auf der Lösung der zeitabhängigen Diffusionsgleichung für zwei Energiegruppen für prompte Neutronen und bis zu sechs Energiegruppen für verzögerte Neutronen beruht. Während bei letzterem die thermohydraulischen Rückkopplungen auf die Kernleistung auf Basis von Wirkungsquerschnitten bestimmt werden, werden sie beim Punktmodell durch die Angabe von Reaktivitätskoeffizienten modelliert. Allerdings ist die Nutzung des 1D-Kinetikmodells auf nur einen Brennstab oder ein Brennstabbündel begrenzt, so dass die Nutzung des Neutronenkinetikmodells für Sicherheitsanalysen (mit inhomogenen Verteilungen im Reaktorkern) deutlich einschränkt wird. Dagegen lassen sich beim Punktkinetikmodell mehrere Sets von Punktkinetikdaten für verschiedene Kernbereiche angeben /LER 12/. Beide Modelle sind für Leichtwasserreaktoren validiert. Die Simulation dreidimensionaler Effekte im Kern ist mit ATHLET nicht möglich.

Für Sicherheitsanalysen von Reaktoren unter Einbeziehung zwei- und dimensionaler Neutronenkinetikprogramme stehen Kopplungen zwischen ATHLET und den GRS-Programmen QUABOX/CUBBOX, DORT-TD und TORT-TD sowie mit verschiedenen externen Programmen wie DYN3D oder PARCS zur Verfügung.

Das Neutronenspektrum in Kernreaktoren und damit auch in SMR lässt sich in zwei Gruppen entsprechend der bei den Spaltungsreaktionen entstehenden thermischen und/oder schnellen Neutronen aufteilen. In Tab. 5.5 ist die Zuordnung des Neutronenspektrums zu den verschiedenen Arten von SMR angegeben.

**Tab. 5.5** SMR-Klassifizierung nach Art des Neutronenspektrums

Arten	LWR	HWR	MSR	GCR	GCR	LMR
Neutronenspektrum	thermisch				schnell	

Die Neutronenkinetikmodelle in ATHLET sowie in den mit ATHLET koppelbaren Neutronenkinetikprogrammen sind gegenwärtig nur für thermische Reaktoren validiert. Das Programm QUABOX/CUBBOX und das eindimensionale Neutronenkinetikmodell von ATHLET basieren beide auf der Lösung der Zwei-Energiegruppen-Neutronendiffusionsgleichung und können daher nur auf thermische Reaktorkerne angewendet werden. Während bei diesen Reaktoren das Neutronenspektrum in nur zwei Gruppen (thermische und schnelle Neutronen) aufgeteilt werden muss, ist bei schnellen Reaktoren ein weitaus feiner aufgelöstes Spektrum notwendig. Die von der GRS entwickelten Transportcodes DORT-TD sowie TORT-TD arbeiten mit Multigruppenwirkungsquerschnitten, sind aber noch nicht für schnelle Reaktoren validiert. Gleiches gilt für die Bereitstellung der nuklearen Daten mit Hilfe von Spektralcodes und Abbrandrechnungen mit den Codes VENTINA, HELIOS, SCALE und DRAGON. Auch hier müssen weitere Validierungsarbeiten in Hinblick auf ein besser aufgelöstes Neutronenspektrum durchgeführt werden.

Ein weiteres Phänomen, das zusätzlich bei schnellen Reaktoren betrachtet werden muss, ist die thermische Ausdehnung von Kernstrukturen. Diese hat gerade bei schnellen Reaktoren einen positiven Einfluss auf die Reaktivität, während sie bei thermischen Reaktoren im Sinne des Reaktivitätseintrags in den Kern vernachlässigbar ist. Eine Validierung aller Programme ist auch hier notwendig.

#### **5.2.4 Anwendbarkeit von Tools zur Erzeugung bzw. Aufbereitung der notwendigen Eingabedaten**

Als Basis für die Erzeugung der Eingabedaten für die in der GRS verwendeten Neutronenkinetikprogramme dienen nukleare Daten verschiedener Isotope über ein kontinuierliches Energiespektrum, die in Datenbanken zusammengefasst sind. Beispiele für solche Datenbanken sind ENDF-VII sowie JEFF 3.1. Aus diesen Datenbanken werden nukleare Daten als Punktdaten oder in Multigruppenform (gemittelte Daten über einen vorher festgelegten Energiebereich) sowie bei letzterem auch die Kovarianzdaten für spätere Unsicherheitsanalysen erstellt. Die Datenprozessierung übernimmt das Programm NJOY. Mittels sogenannter Spektral- oder auch Latticecodes (VENTINA, HELIOS, SCALE, DRAGON) werden diese Bibliotheken in die sogenannten Wenig-Gruppen-Wirkungsquerschnittsdatenbanken umgewandelt. Hierfür wird der Reaktorkern brennelement- oder brennstabweise (auch axial) in Knoten unterteilt, sodass ein prismatisches Gitter entsteht. Für jeden Knoten werden dann entsprechend der dort

vorhandenen Strukturen und Kühlmittel mittels der Multigruppen-Wirkungsquerschnitts-bibliotheken die makroskopischen Wirkungsquerschnitte erzeugt und in den Wenig-Gruppen-Wirkungsquerschnittsdatenbanken abgelegt, sodass nun die einzelnen Knoten nur noch über die makroskopischen Wirkungsquerschnitte repräsentiert werden. Die makroskopischen Wirkungsquerschnitte können dabei verschieden gut aufgelöst werden (Zwei- oder Mehrgruppen). Auf dem so erzeugten Rechengitter können dann, gegebenenfalls gekoppelt mit thermohydraulischen Codes (ATHLET oder COBRA-TF), stationäre oder transiente 3D-Kernrechnungen mit den 3D-Neutronenkinetikprogrammen durchgeführt werden. Zusätzlich können mit diesen Programmen die Eingabedaten für das ATHLET-Punktkinetikmodell bestimmt und erzeugt werden.

Diese hier beschriebene Abfolge von verwendeten Programmen ist bisher nur für thermische Leichtwasserreaktoren validiert. Obwohl ein Einsatz für andere Reaktor-konzepte natürlich denkbar ist, muss für qualifizierte Sicherheitsanalysen dieser Konzepte die gesamte Rechenkette validiert werden.

### 5.2.5 Weitere kernphysikalische Besonderheiten und Phänomene in SMR

Die in den Kapiteln 3 und 4 vorgestellten Kennzeichen von SMR unterscheiden sich hinsichtlich der geplanten Brennelementzyklen, der höheren Anreicherungen und erzielbaren Abbrände sowie hinsichtlich der Verfahren zur Kompensation der Überschussreaktivität und Leistungsregelung von KKW mit deutlich höherer Leistung. Daher wird in diesem Kapitel auch für diese Anforderungen (s. Tab. 5.6) der Stand der Modellbasis der Simulationsprogramme beschrieben.

**Tab. 5.6** Geplante Brennelementzyklusdauern, Abbrände und Anreicherungen sowie Maßnahmen zur Kompensation der Überschussreaktivität

Arten	LWR	HWR	MSR	GCR	GCR	LMR
Geplante Zyklus-dauern	12-22 Monate, max. 22-48 Monate			18-24 Monate	4-5, max. bis zu 30 Jahre	
Geplanter Abbrand	15-90 MWd/kg	7-40 MWd/kg	-	ca. 70 MWd/kg	70-110 MWd/kg	60-100 MWd/kg
Geplante Anrei-cherungen	bis max. 20 %				bis max. 20 % vereinzelt bis zu 50 %**	
Kompensation Überschussreak-tivität / Leistungs-regelung	Borsäure, abbrennbare Absorber, Regelstäbe	Borsäure, Regelstäbe	Regelstäbe	Regelstäbe	Regelstäbe	Regel-stäbe, bewegli-che Reflek-toren

\*\* Nicht mehr mit GEN-IV-Anforderungen vereinbar

Um die mit langen Brennelementzyklen verbundenen hohen Überschussreaktivitäten zu kompensieren, werden im Kühlmittel gelöstes Bor (nur LWR), abbrennbare Gifte im Brennstoff (nur LWR), die Steuerstäbe sowie auch bewegliche Reflektoren eingesetzt. Dem Einsatz von Bor in LWR ist dabei eine Grenze gesetzt, weil der negative Kühlmitteltemperaturkoeffizient mit steigender Borkonzentration im Kühlmittel zunimmt und bei zu hoher Konzentration zu Beginn eines Brennelementzyklus sogar positiv werden kann. Weiterhin wird in manchen Konzepten gänzlich auf ein Borsystem verzichtet, da aufgrund begrenzter Platzverhältnisse Raum eingespart werden muss. Abbrennbare Gifte können nur zu Beginn einer Reaktorkampagne zur Kompensation eingesetzt werden, da sie schnell abbrennen. Somit bleiben im Wesentlichen nur noch die Steuerstäbe und beweglichen Reflektoren für die Langzeitregelung übrig. Der Einsatz von Steuerstäben zur Kompensation führt jedoch in der Leistungsverteilung schnell zu großen Inhomogenitäten sowie Peaking-Faktoren größer 2,5. Am Ende eines Zyklus müssen sie vollständig aus dem Kern gezogen sein, damit der Brennstoff optimal ausgenutzt wird. Eine Validierung der in der GRS entwickelten Simulationsprogramme für die mit der Kompensation der Überschussreaktivität ohne Borsäure verbundenen Effekte ist noch nicht erfolgt und muss zur Überprüfung der Einhaltung der Schutzziele einzelner SMR Konzepte erfolgen.

Ökonomische und proliferationssicherheitstechnische Gesichtspunkte führen dazu, dass der Reaktorkern möglichst selten und möglichst als Ganzes ausgetauscht werden sollte. Die daraus resultierenden langen Brennelementzyklen (bisherige Erfahrungen: 12 – 22 Monate, neu: 4 – 5 Jahre, max. 30 Jahre) führen auch zu entsprechend hohen Abbränden (bisherige Erfahrungen: bis zu 50 MWd/kg<sub>SM</sub>, neu: mehr als 70 – 75 MWd/kg<sub>SM</sub>). Teilweise müssen dafür Anreicherungen über 5 % eingesetzt werden. Da in Deutschland Abbrände nur bis 65 MWd/kg<sub>SM</sub> erlaubt sind, bestehen hier keine Erfahrungen mit langen Brennelementzyklen. Dies spiegelt sich daher auch direkt in einer nicht vorhandenen Validierung der Programme für diese Anwendungen wider.

## 6            **Sicherheitsaspekte der Kopplung von SMR Konzepten mit chemischen Prozessen am Beispiel von GCR und MSR**

In den Kapitel 4 wurden Einrichtungen von SMR beschrieben, die erforderlich sind

- den Kernreaktor sicher abzuschalten und in abgeschaltetem Zustand zu halten,
- die Nachwärme abzuführen oder
- eine Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern.

Diese müssen so ausgelegt sein und sich dauerhaft in einem solchen Zustand befinden, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei Einwirkungen von innen und außen erfüllen. Die für diese Bewertung erforderlichen Programmerweiterungen der GRS Rechencodes ATHLET, COCOSYS und QUABBOX/CUBBOX für die üblicherweise bei KKW zu postulierenden Ereignisse sind in Kapitel 5 dargestellt. In diesem Kapitel werden die bisherigen Betrachtungen um grundsätzliche Überlegungen zur Kopplung von SMR und chemischen Prozessen (wie die Erzeugung von Wasserstoff oder die Ammoniaksynthese) sowie die hieraus resultierenden Gefahren ergänzt.

Durch die Öffnung der Prozesswärme- und Prozessdampfmärkte für die Kernenergie kann die Freisetzung großer Mengen an CO<sub>2</sub> vermieden werden. Insbesondere die Hochtemperaturprozesse (zwischen 550 °C und 1.000 °C) können von dem Einsatz von GCR und MSR Konzepten als Wärmequelle profitieren. Die nuklearen Wärmeenergieerzeugungssysteme müssten dazu mit chemischen beziehungsweise thermochemischen Anlagen über relativ kurze Entfernungen miteinander über Wärmetransportnetze gekoppelt werden. Bei der Verwendung von nuklear erzeugter Prozesswärme für chemische oder thermochemische Prozesse ist zu beachten, dass damit technische Anlagen mit erheblichem und jeweils spezifischem Risikopotential miteinander betrieblich verbunden werden. Folglich ist dafür Sorge zu tragen, dass sich Störfälle oder gar Unfälle in einer Anlage nicht gravierend auf die übrigen gekoppelten Anlagen ausdehnen und so zu unkontrollierbaren Situationen führen. Ebenso wichtig ist die Entkopplung der betrieblichen Stoffströme, um zu verhindern, dass chemisch problematische Stoffe oder radioaktive Nuklide von einem Stoffkreislauf in den jeweils anderen übertragen werden. Bei den Sicherheitsbetrachtungen ist zu unterscheiden zwischen Gefährdungen, die aus der Koppelung der Anlagen direkt resultieren und denen, die über anlagenexterne Vorgänge auf die Anlagen einwirken können.

Dementsprechend sind auch gemeinsame, übergreifende Lösungen zu entwickeln. Dabei lassen sich prinzipiell folgende drei wesentliche Problemkreise beschreiben:

- **Radiologische Sicherheit:** Die chemischen Anlagen und die in ihnen hergestellten Produkte müssen vor freigesetzter, wie vor verschleppter Radioaktivität aus der nuklearen Wärmequelle geschützt werden
- **Chemische Sicherheit:** Gefährliche chemische Substanzen dürfen weder über die Wärme transportierenden Anlagen, noch durch ungewollte Freisetzung in die nuklearen Anlagen gelangen, wo sie den sicheren Betrieb unmittelbar oder mittelbar beeinträchtigen könnten.
- **Propagation externer Ereignisse:** In chemischen Anlagen befinden sich oft große Mengen brennbarer oder gar explosiver Stoffe. Es ist sicherzustellen, dass im Falle von Bränden oder Explosionen die benachbarten chemischen und nuklearen Anlagen nicht derart in Mitleidenschaft gezogen werden können, dass dies eine Propagation der Unfallfolgen nach sich ziehen würde.

Zur Sicherheit des energetischen und chemischen Verbundes gehört ebenso die zuverlässige und anforderungsgerechte Versorgung mit Prozesswärme und elektrischer Energie. Das Energiemanagement sollte daher bei einer zentralen Stelle angesiedelt sein. Diese hat sicherzustellen, dass die erforderliche Prozesswärme mit höchster Priorität bereitgestellt wird. Andererseits sollten die Kernreaktoren möglichst gleichmäßig ausgelastet werden. Dies kann durch variable Nutzung der nuklear erzeugten Wärme als Prozesswärme oder zur Stromproduktion erreicht werden. Die Gesamtenergiebilanz kann durch Wechselwirkung mit dem öffentlichen Stromnetz ausgeglichen werden.

Die Erstellung eines Regelwerks zur Genehmigung und Aufsicht einer gekoppelten Industrielandschaft aus nuklearen und chemischen Anlagen stellt eine erhebliche Herausforderung dar, müssen hierzu doch unterschiedliche Sicherheitsphilosophien und meist getrennte administrative Zuständigkeiten harmonisiert werden.

Die zuvor beschriebene Thematik geht weit über die Identifizierung des Erweiterungsbedarf der o. g. GRS Rechencodes hinaus. Aufgrund seiner Bedeutung für die Sicherheitsbewertung von mit chemischen Anlagen gekoppelten SMR haben wir im Anhang B:

- grundsätzliche Betrachtungen zur Sicherheit gekoppelter nuklearer und chemischer Anlagen,
- Sicherheitsanforderungen an die Kopplung,
- Sicherheit gegen äußere Beeinträchtigungen durch gekoppelte nukleare und chemotechnische Anlagen

zusammengestellt. Diese Themen müssen aber in separaten Studien behandelt werden.



## 7 Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht dokumentiert die im Rahmen des Vorhabens RS1521 *Studie zur Sicherheit und internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR)* durchgeführten Arbeiten und die hierbei erzielten Ergebnisse. Die Ziele der Studie waren

- die Schaffung eines fundierten Überblicks zur SMR Thematik,
- die Identifizierung wichtiger Fragestellungen für die Reaktorsicherheitsforschung und zukünftiger FuE-Vorhaben,
- die Identifizierung des Anpassungsbedarfs von Rechencodes sowie
- die Untersuchung besonderer Aspekte beim Einsatz von Hochtemperaturreaktoren hinsichtlich ihrer Kopplung mit benachbarten Industrieanlagen.

Nach einer kurzen Vorstellung der Charakteristika von SMR Typen und Sicherheitssystemen in Kapitel 2 ist in Kapitel 3 der vergleichende Überblick über die wesentlichen Merkmale der betrachteten SMR Konzepte wie Entwicklungsstand, Einsatzgebiet und Bauformen der Anlagen und ihrer Komponenten aufgezeigt. Die Tiefe der Ausführungen orientiert sich an der jeweiligen Verfügbarkeit bzw. öffentlichen Zugänglichkeit von Informationen. Die Ergebnisse der Arbeiten der unterbeauftragten Firma FTBZ<sup>30</sup>, die sich auf die Konzepte der GCR und MSR sowie auf die Kopplung von GCR oder MSR mit chemischen Prozessen fokussieren, sind in diesen Bericht eingeflossen. Die neueren SMR-Entwicklungen zeichnen sich vor allem durch ein integrales Design des Primärkreises aus. So befinden sich dessen Hauptkomponenten Dampferzeuger/Zwischenwärmeübertrager sowie Hauptkühlmittelpumpen, sofern vorhanden, meist innerhalb des Reaktordruckbehälters. Weiterhin kommen verstärkt passive Sicherheitssysteme sowie Naturumläufe zum Einsatz.

Ausgehend von dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen sowie den Schutzziele werden anschließend in Kapitel 4 für die im Überblick beschriebenen SMR Konzepte die sicherheitstechnischen Fragestellungen identifiziert. In tabellarischer Form wurden hierzu sicherheitsebenenweise die vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen zur Erfüllung der Schutzziele (hier die Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennele-

---

<sup>30</sup> Forschungs- und Technologieberatung Zipper

mente sowie Einschluss der radioaktiven Stoffe) zusammengestellt. Die Sicherheit der Anlagen soll im Vergleich zu heutigen Kernenergieanlagen durch verschiedene Maßnahmen wie beispielweise das integrale Design und den Einsatz passiver Sicherheitssysteme stark verbessert werden.

Die in Kapitel 5 dargestellte Spiegelung, welche der im SMR Schutzzielkonzept vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen mit der Nuklearen Rechenkette der GRS bereits heute simulierbar sind bzw. wo Anpassungs-, Erweiterungs- und Validierungsbedarf besteht, ergab für die einzelnen Rechencodes folgenden Bedarf:

- ATHLET:
  - Implementierung/Validierung neuer Arbeitsmedien wie Luft, Stickstoff, Kohlendioxid, Salzschnmelzen, NaK-Legierungen, Blei, LBE,
  - Erweiterung/Validierung der Modellierung des Wärmeübergangs für neue Designelemente von Wärmeübertragern wie helikale Rohre, Platten, horizontal geneigte Rohrbündel, Bajonettrohre,
  - Fertigstellung/Validierung des 2D/3D Modells zur Berechnung von in großen Wasserpools auftretenden Phänomenen wie Stratifizierungen oder 3D-Strömungen,
  - Erweiterung/Validierung neuer Komponenten wie Venturidüsen oder Rückschlagklappen,
  - Erweiterung/Validierung zu Naturumlaufphänomenen wie kleine treibende Höhen-, Druck- und Temperaturdifferenzen,
  - Validierung des Programms zur Berechnung des (integralen) Betriebsverhaltens von passiven Sicherheitssystemen,
  - Erweiterung/Validierung der Wärmeübergangskorrelationen bei der Verwendung neuer Medien wie Luft, Stickstoff, Kohlendioxid, Salzschnmelzen, NaK-Legierungen, Blei, LBE.
- COCOSYS:
  - Implementierung/Validierung neuer Arbeitsmedien wie Blei, LBE, Natrium, Salzschnmelzen.
- Neutronenkinetikprogramme
  - Analyse/Bewertung der Unsicherheiten der nuklearen Basisdaten,
  - Analyse/Bewertung der Verwendbarkeit der nuklearen Basisdaten für die neuen Designs, insbesondere für schnelle Reaktoren.

Diese Liste berücksichtigt notwendige Arbeiten für die grundlegende sicherheitstechnische Bewertung von SMR Konzepten, in der im Wesentlichen die Einhaltung der in Kapitel 4.1 genannten Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente und
- Einschluss radioaktiver Stoffe

überprüft wird. Weitergehende Analysen wie z. B. für auslegungsüberschreitende Störfälle sind derzeit ohne die o. g. Arbeiten nicht möglich.

Abschließend wurden in diesem Vorhaben Sicherheitsaspekte der Kopplung von SMR mit angeschlossenen chemischen oder physikalischen Prozessanlagen betrachtet. Dabei wurden spezifische Gefährdungspotentiale der unterschiedlichen Technologien sowie deren mögliche Wechselwirkungen betrachtet und allgemeine strategische Ansätze zur Beherrschung daraus folgender Risikoprofile andiskutiert. Dabei zeigte sich, dass die Beurteilung der Risiken einer Öffnung des Prozesswärmemarktes für die Kernenergie erst am Anfang steht und weiter fortgesetzt werden muss, um zu realistischen Einschätzungen zu kommen.



## Literaturverzeichnis

- /ANT 11/ Antysheva, T., SVBR-100: New Generation Power Plants for Small and Medium Sized Power Applications, Vortrag Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, Wien, 04. – 08. Juli 2011, Website:  
<http://www.uxc.com/smr/Library/Design%20Specific/SVBR-100/Presentations/2011%20-%20New%20Generation%20Power%20Plants%20for%20Small%20and%20Medium-Sized%20Power%20Applications.pdf>, Zugriff am 10.02.2015
- /ASM 14/ Schleicher, R.D., et al., Design and Development of EM<sup>2</sup>, Proceedings of the ASME 2014 Small Modular Reactors Symposium SMR, 15. - 17. April 2014, Washington DC, USA; SMR2014,3334
- /BAU 11/ Olivier Baudrand, Safety and Licensing of a High Temperature Reactor (HTR) in an Industrial Environment, The EUROPAIRS Project: Dialogue Between Nuclear and Conventional Industries, Open Workshop, Brüssel, 26. Mai 2011
- /BMU 12/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit BMUB, Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, 20. November 2012
- /BMU 12a/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit BMUB, Anhang 3 zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“: Anforderungen an den Schutz gegen Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen, 20. November 2012
- /BUO 14/ Buongiorno, J., et. al., Offshore Small Modular Reactor (OSMR): An Innovative Plant Design for Societally Acceptable and Economically attractive Nuclear Energy in a Post-Fukushima, Post-9/11 World, Präsentation ASME 2014 SMR Symposium, 15.-17. April 2014
- /BUO 14a/ Buongiorno, J., et. al., Offshore Small Modular Reactor (OSMR): An Innovative Plant Design for Societally Acceptable and Economically attractive Nuclear Energy in a Post-Fukushima, Post-9/11 World, Proceedings of the ASME 2014 SMR Symposium, 15.-17. April 2014

- /CHE 05/ Chenaud, M.S., et. al., Steady State and Accident Analysis of SCOR (Simple Compact Reactor) with the CATHARE Code, Paper 404, 11<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11), Avignon, Frankreich, 2. - 6. Oktober 2005
- /CHE 06/ Chetal, S.C., et. al., The design of the Prototype Fast Breeder Reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 236, 2006, pp. 852-860
- /CHO 13/ Choi, H., et al., A Compact Gas-Cooled Fast Reactor with an Ultra-Long Fuel Cycle, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2013, , Article ID 618707
- /CHU 03/ Chung, Y.-J., et. al., Thermal hydraulic analysis of SMART for heat removal transients by a secondary system, Nuclear Engineering and Design, Vol. 225, 2003, pp. 257-270
- /CHU 12/ Chung, Y.-J., et. al., Development and assessment of system analysis code, TASS/SMR for integral reactor, SMART, Nuclear Engineering and Design, Vol. 244, 2012, pp. 52-60
- /CHU 13/ Chung, Y.-J., et. al., Thermo-hydraulic characteristics of the helically coiled tube and the condensate heat exchanger for SMART, Annals of Nuclear Energy, Vol. 55, 2013, pp. 49-54
- /DEA 14/ De Amicis, J., et. al., Experimental and numerical study of the laminar flow in helically coiled pipes, Progress in Nuclear Engineering, Vol. 76, 2014, pp. 206-215
- /DIX 13/ Dixit, A., et. al., Start-up transient test simulation with and without void-reactivity feedback for a two-phase natural circulation reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 265, 2013, pp. 1131-1147
- /EPR 13/ Electric Power Research Institute, EPRI, Advanced Nuclear Technology Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document, Revision 12, 16.12.2013

- /EUR 12/ European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, © 2012, Website: <http://europeanutilityrequirements.org/>, Zugriff am: 05.09.2014
- /FRA 09/ Franceschini, F. et. al., Fuel with advanced burnable absorbers design for the IRIS reactor core: Combined Erbium and IFBA, Annals of Nuclear Energy, Vol 36, 2009, pp. 1201-1207
- /GAG 11/ Gagarinskiy, A.Yu., et. al., Russian nuclear energy program: expectations to SMR designs, Präsentation, IAEA Consultancy Meeting, Wien, 2. - 4. Mai 2011
- /GAU 05/ Gautier, G.-M., et. al., SCOR: an economic and innovative conceptual design of a medium-sized PWR, Proceedings of ICAPP'05, Soul, 15. - 19. Mai 2005, Paper 5032
- /GEN 14a/ Generation IV International Forum, Website: [https://www.gen4.org/gif/jcms/c\\_9502/generation-iv-goals](https://www.gen4.org/gif/jcms/c_9502/generation-iv-goals), Zugriff am: 01.09.2014
- /GRA 11/ Grayton, L., et. al., Vortex Diode Analysis and Testing for Fluoride Salt-Cooled High-Temperature Reactors, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-2011/425, September 2011
- /IAE 91/ International Atomic Energy Agency, IAEA, Safety related terms for advanced nuclear plants, TECDOC 626, Wien, September 1991
- /IAE 93/ International Atomic Energy Agency, IAEA, Advances in control assembly materials for water reactors, TECDOC 813, Wien, 29. November bis 02. Dezember 1993
- /IAE 07/ International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007
- /IAE 09/ International Atomic Energy Agency, IAEA, Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, TECDOC 1624, Wien, November 2009

- /IAE 12/ International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, September 2012
- /IAE 12a/ International Atomic Energy Agency, IAEA, SAFETY ON NUCLEAR POWER PLANTS: DESIGN, SPECIFIC SAFETY REQUIREMENTS, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSR-2/1, Wien, 2012
- /IAE 13/ International Atomic Energy Agency, IAEA, KLT-40S Design Description, Wien, 2013
- /IAE 13a/ International Atomic Energy Agency (IAEA), ARIS Technical Data, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/4S.pdf>, Zugriff am: 11. März 2014
- /ING 14/ Ingersoll, D., NuScale Power: Design and Testing Overview, Präsentation ASME 2014 SMR Symposium, 15.-17. April 2014, Washington, DC
- /ITW 14/ Fraunhofer Institut für Techno- und Wirtschaftsmathematik, ITWM, CoPool: Mehrdimensionales Containment Pool-Model, Website: <http://www.itwm.fraunhofer.de/abteilungen/stroemungs-und-materialsimulation/hydrodynamik/copool.html>, Zugriff am: 23.09.2014
- /JAN 14/ Java-based Nuclear Data Information System, Janis 4, NEA, Nuclear Energy Agency, Website: <http://www.oecd-nea.org/janis/>, Janis Version 4.0.2, build 5.4.649, 19. März 2014
- /KAM 03/ Kambe, M., et. al., RAPID-L and RAPID Operator Free Fast Reactor Concepts Without Any Control Rods, GENES4/ANP2003, Kyoto, 15.-19. September 2003
- /KLH 13/ Klein-Heßling, W., et. al., COCOSYS V2.4 User's Manual, Revision 0, GRS, 2013
- /KOS 15/ Kossyvakis, D.N., et. al., Computational and experimental analysis of a commercially available Seebeck module, Renewable Energy, Vol. 74, 2015, pp. 1-10

- /KÜP 14/ Küppers, Ch., et. al., Der Versuchsreaktor AVR - Entstehung, Betrieb und Störfälle, Abschlussbericht der AVR-Expertengruppe, Jülich, 1. April 2014
- /KTA 89/ Kerntechnischer Ausschuss, KTA, Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren, KTA 3301 vom 27.06.1989
- /LEM 11/ Lemmon, E.W., et. al., Thermophysical Properties of Fluid Systems, NIST Chemistry WebBook, Website: <http://webbook.nist.gov/chemistry/fluid/>, Zugriff am: 14. Oktober 2014
- /LER 12/ Lerchl, G., et. al., ATHLET Mod 3.0 Cycle A, User's Manual, GRS-P-1 / Vol. 1, Rev. 6, GRS, November 2012
- /LER 12a/ Lerchl, G., et. al., ATHLET Mod 3.0 Cycle A, Validation, GRS-P-1 / Vol. 3, Rev. 3, GRS, September 2012
- /LER 12b/ Lerchl, G., et. Al., ATHLET Mod 3.0 Cycle A, Models and Methods, GRS-P-1 / Vol. 3, Rev. 3, GRS, November 2012
- /NIS 96/ T. Nishihara et. al., Safety Considerations and Countermeasures Against Fire and Explosion at an HTGR-Hydrogen Production System (Proposal of Safety Design Concept), 3<sup>rd</sup> JAERI Symposium, Oarai, 1996, Proc. JAERI-Conf. 96-010
- /OKB 11/ OKBM Afrikantov, KLT-40S Reactor Plant for the floating CNPP FPU, Präsentation 2011, Website: <http://www.uxc.com/smr/Library/Design%20Specific/KLT-40S/Presentations/2011%20-%20KLT-40S%20Reactor%20Plant%20for%20the%20Floating%20CNPP%20FPU.pdf>, Zugriff am: 10.02.2015
- /OKB 13a/ OKBM Afrikantov, RITM-200 Reactor Plant for the new Generation Universal Icebreakers, Broschüre, 2013
- /PAP 14/ Papini, D., et. al., Experimental and theoretical studies on density wave instabilities in helically coiled tubes, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol 68, 2014, pp. 343-356

- /PTB 11/ Physikalisch-Technische Bundesanstalt, PTB, Themenschwerpunkt physikalisch-chemische Sicherheitstechnik und Explosionsschutz; PTB-Mitteilungen 1.2011
- /RGR 11/ Ryszard Grzybeck, Requirements of the fertilizer industry, EUROPAIRS Workshop, 26. Mai 2011, Brüssel
- /RSK 13/ Reaktorsicherheitskommission, RSK, RSK Verständnis zur Sicherheitsphilosophie, Bundesanzeiger 05. Dezember 2013
- /RUS 14/ Ruspini, L.C., et. al., Two-phase flow instabilities: A review, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 71, 2014, pp. 521-548
- /SAN 08/ Santini, L., et. al., Two-phase pressure drops in a helically coiled steam generator, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 51, 2008, pp. 4926-4939
- /SCH 92/ Schleicher, R.W., TRIGA power system for power, water and heat in remote communities, Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, 1992, pp. 157-166
- /SEF 10/ Sefidvash, F., et. al., Water Cooled FBNR Nuclear Reactor, IAEA-CN-164-5S05, 2010
- /THO 10/ Thome, J.R., Engineering Book III, Wolverine Tube Inc, 2010
- /TRI 12/ Triplett, B., et. al., PRISM: A competitive small modular sodium-cooled reactor, Nuclear Technology, Vol. 178, 2012, pp. 186-200
- /UXC 12/ Ux Consulting Company, UxC, SMR Design Profile CNP-300, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=CNP-300](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=CNP-300), Zugriff am 12. Juni 2014
- /UXC 12a/ The Ux Consulting Company, UxC SMR Design Profile ABV, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=ABV](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=ABV), Zugriff am: 03.06.2014

- /VER 07/ Vera-García., F., Assessment of Condensation heat transfer correlations in the modelling of fin and tube heat exchangers, International Journal of Refrigeration, Vol. 30, 2007, pp. 1018-1028
- /WEN 10/ Western European Nuclear Regulator's Association, WENRA, WENRA STATEMENT ON SAFETY OBJECTIVES FOR NEW NUCLEAR POWER PLANTS, November 2010
- /WNA 14/ World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 12. Juni 2014
- /WNA 14a/ World Nuclear Association, WNA, Nuclear Power in Russia, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-O-S/Russia--Nuclear-Power/>, Zugriff am: 18.06.2014
- /WNA 14b/ World Nuclear Association (WNA), World Nuclear Association China's Fuel Cycle, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-A-F/China--Nuclear-Fuel-Cycle/>, Zugriff am: 10. März 2014
- /WNN 14/ World Nuclear News, WNA, Westinghouse SMR progress slows, <http://www.world-nuclear-news.org/NN-Westinghouse-SMR-progress-slows-210214ST.html>, Zugriff am: 12.06.2014
- /WNN 14a/ World Nuclear News, WNA, Funding for mPower reduced, <http://www.world-nuclear-news.org/C-Funding-for-mPower-reduced-1404141.html>, Zugriff am: 12.06.2014
- /WNN 14b/ World Nuclear News, WNN, Construction of CAREM underway, Website: <http://www.world-nuclear-news.org/NN-Construction-of-CAREM-underway-1002144.html>, Zugriff am: 18.03.2014
- /WNN 14c/ World Nuclear News, WNN, Helical steam generator passes test, Website: <http://www.world-nuclear-news.org/NN-Helical-steam-generator-passes-test-2702147.html>, Zugriff am: 25.06.2014

- /WVL 11/ Werner von Lensa, Setting the Scene: About Nuclear Cogeneration, EU-ROPAIRS Workshop, 26. Mai 2011, Brüssel
- /YAN 08/ Yang, S.H., et. al., Experimental validation of the TASS/SMR code for an integral type pressurized water reactor, Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, 2005, pp. 1903-1911
- /ZEM 12/ Zemitis, A., et. al., CoPool User's Manual, Fraunhofer ITWM, 23. Februar 2012

## Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Schematische Darstellung eines OSMR /BUO 14/.....	20
Abb. 3.2	Absorptionsquerschnitt verwendeter Absorbermaterialien /JAN 14/.....	31
Abb. 4.1	Kühlkreislauf KLT-40S /IAE 13/.....	40
Abb. 4.2	Dampferzeuger KLT-40S /OKB 11/.....	40
Abb. 4.3	Passive Dampferzeugerkühlung durch Wasservorlage (links) und Luftströmung (rechts) (nach /IAE 09/ ).....	49
Abb. 4.4	Abfuhr der Nachzerfallswärme vom Primärkreis an eine Wärmesenke durch einphasigen (links) und zweiphasigen Naturumlauf mit Kondensation (rechts) (nach /IAE 09/ ).....	50
Abb. 4.5	Nachwärmeabfuhr über einen separaten Kühlkreislauf (links), Bajonettwärmeübertrager des SCOR (rechts) /CHE 05/ .....	51
Abb. 4.6	Noteinspeisung über Druckspeicher (links) und Core-Make-Up-Tank (rechts), weitere Verwendung zur Notkühlung gestrichelt dargestellt (beide Komponenten nach /IAE 09/ ).....	53
Abb. 4.7	Noteinspeisung aus höher gelegenen Behälter (nach /IAE 09/ ).....	54
Abb. 4.8	Zirkulation des Kühlmittels .....	55
Abb. 4.9	Primäre Druckentlastung über Abblaseventile in Behälter.....	57
Abb. 4.10	Druckabbau des Sicherheitsbehälters durch einen Gebäudekondensator (1), Abblasen in ein externes Becken (2) oder in eine Kondensationskammer (3).....	59
Abb. 4.11	Druckabbau im Sicherheitsbehälters konvektive Außenkühlung .....	60
Abb. 4.12	Beispiel eines Strömungsbegrenzers in Venturi-Ausführung.....	62
Abb. 4.13	SCOR600 Reaktordesign, Reaktordruckbehälter links, Pumpen- und Wärmeübertragermodul mit Venturidüse rechts /GAU 05/ .....	63
Abb. 4.14	Kühlung über Dampferzeuger (PHWR-200).....	65

Abb. 4.15	Kühlung mit Isolations-Kondensator .....	66
Abb. 4.16	Gestaffelte Druckspeichereinspeisung.....	67
Abb. 4.17	Aktive Notbespeisung aus dem Gebäudesumpf .....	68
Abb. 4.18	Schwerkafteinspeisung aus hochgelegemem Vorratsbehälter .....	69
Abb. 4.19	Systeme zum Druckabbau im Sicherheitsbehälter ( <i>GDWP: Gravity Driven Water Pool</i> ) .....	70
Abb. 4.20	Schnellabschalt- und Vergiftungssysteme von Schwerwasser-SMR, Steuerstäbe (1), Aktive Moderatorvergiftung (2), Passive Absorbereinspeisung (3), Passive Moderatorvergiftung (4) .....	73
Abb. 4.21	Hilfskühlkreisläufe zur direkten Reaktorkühlung.....	76
Abb. 4.22	Kühlsysteme für die Reaktorkaverne zur passiven Nachwärmeabfuhr.....	77
Abb. 4.23	Sicherheitsbehälter-Druckentlastung gasgekühlter SMR .....	79
Abb. 4.24	Schellabschaltsysteme für gasgekühlte Reaktoren .....	81
Abb. 4.25	DRACS/DHRS zur Nachwärmeabfuhr in LMR (nach /CHE 06/)	82
Abb. 4.26	RVACS zur Nachwärmeabfuhr in LMR (nach /IAE 07/)	83
Abb. 4.27	SGAHRs des LSPR zur Abfuhr der Nachwärme aus dem Sekundärkreis (DE = Dampferzeuger, SpW = Speisewasser) /IAE 07/	83
Abb. 4.28	Dampferzeuger mit ACS zur Nachwärmabfuhr im PRISM Konzept /TRI 12/	84
Abb. 4.29	Beherrschung eines DEHEIRO beim SVBR-100 /ANT 11/	88
Abb. 4.30	Steuer- und Abschaltssysteme des RAPID, LEM links, LIM rechts /KAM 03/	89
Abb. 4.31	Abschaltung beim SMR Konzept 4S, Leistungsbetrieb gestrichelt, abgeschaltet durchgezogen /IAE 13a/	90

Abb. 4.32	Systeme zur Not- und Nachkühlung von Salzschnelze SMR Konzepte mit festem Brennstoff .....	92
Abb. 4.33	Störfallkühlung Salzschnelze SMR Konzepte mit flüssigem Brennstoff ...	93
Abb. 4.34	Füllstandsicherung für Salzschnelze SMR Konzepte mit festem Brennstoff .....	94
Abb. 4.35	Abschalteinrichtungen für Salzschnelze SMR Konzepte .....	96
Abb. 4.36	Beherrschung eines großen DEHEIRO beim SVBR-100 /ANT 11/ .....	98
Abb. 5.1	Möglichkeiten der Simulation der Nachwärmeabfuhr (LWR) .....	110
Abb. 5.2	Möglichkeiten der Simulation der Notbespeisung.....	115
Abb. 5.3	Möglichkeiten der Simulation der primären Druckentlastung und Druckabbau des Sicherheitsbehälters.....	117
Abb. 5.4	Möglichkeiten der Simulation spezieller Baugruppen .....	123
Abb. 5.5	Stromlinien einer Fluiddiode (Vortexdiode) anhand zweier CFX-Simulationen, Links: Durchlassrichtung (niedriger Druckverlust), Rechts: Sperrrichtung (hoher Druckverlust) nach /GRA 11/ .....	124
Abb. B.1.1	Verbesserte Brennstoffausnutzung durch Kraft-Wärmekopplung /WVL 11/.....	163
Abb. B.1.2	Kopplung nuklearer und chemischer Anlagen zur Prozesswärme- und Stromversorgung .....	165
Abb. B.1.3	Wärmekopplung über Zwischenkreisläufe .....	168
Abb. B.1.4	Zentrales Energiemanagement für nukleare Wärme- und Stromversorgung .....	178



## Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Definitionen passive Sicherheitssysteme .....	11
Tab. 3.1	Derzeit betriebene SMR zur Strom- und Wärmeerzeugung .....	14
Tab. 3.2	Im Bau befindliche Reaktoren .....	15
Tab. 3.3	Fortgeschrittene Konzepte mit geplantem Bau .....	15
Tab. 3.4	Konzepte ohne konkrete Baupläne .....	16
Tab. 3.5	SMR Konzepte für den Einsatz unter oder über Wasser .....	19
Tab. 3.6	SMR mit integralem Primärkreis .....	22
Tab. 3.7	SMR mit Naturumlauf .....	25
Tab. 3.8	Eigenschaften von Reaktorkernen der SMR Typen .....	26
Tab. 3.9	Anreicherungen des Brennstoffs .....	27
Tab. 3.10	LWR mit abbrennbaren Absorbern .....	29
Tab. 4.1	Übergeordnete Entwicklungsziele des GIF /GEN 14a/ .....	34
Tab. 4.2	Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen /BMU 12/ .....	36
Tab. 4.3	Zusammenstellung des Einsatzes von Borsäure und abbrennbaren Giften, der BE-Zykluslänge, des geplanten mittleren Abbrandes sowie der mittleren Leistungsdichte für leichtwassergekühlte SMR Konzepte....	38
Tab. 4.4	Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr in leichtwassergekühlten SMR.....	52
Tab. 4.5	Maßnahmen und Systeme zur Noteinspeisung in leichtwassergekühlten SMR.....	57
Tab. 4.6	Maßnahmen und Systeme zur primärseitigen Druckentlastung in leichtwassergekühlten SMR.....	58

Tab. 4.7	Maßnahmen und Systeme zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters in leichtwassergekühlten SMR .....	61
Tab. 4.8	Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung bei leichtwassergekühlten SMR.....	62
Tab. 4.9	Weitere spezielle Systeme oder Maßnahmen bei leichtwassergekühlten SMR.....	64
Tab. 4.10	Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr von schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR .....	66
Tab. 4.11	Maßnahmen und Systeme zur Noteinspeisung von schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR .....	69
Tab. 4.12	Maßnahmen und Systeme zur Druckabsenkung im Sicherheitsbehälter bei schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR .....	72
Tab. 4.13	Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung in schwerwassermoderierten und -gekühlten SMR .....	74
Tab. 4.14	Systeme und Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr bei gasgekühlten SMR .....	77
Tab. 4.15	Systeme und Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei gasgekühlten SMR.....	79
Tab. 4.16	Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung gasgekühlter SMR ...	80
Tab. 4.17	Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr bei flüssigmetallgekühlten SMR.....	85
Tab. 4.18	Kühlmittel der betrachteten LMR, Anzahl Kreisläufe und Art des Kreisprozesses zur Erzeugung von Elektrizität .....	86
Tab. 4.19	Maßnahmen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr in Salzschnmelze SMR Konzepten .....	93
Tab. 4.20	Maßnahmen und Systeme zur Füllstandsicherung für Salzschnmelze SMR Konzepte .....	95
Tab. 4.21	Maßnahmen und Systeme zur Schnellabschaltung bei Salzschnmelze SMR Konzepten .....	97

Tab. 5.1	Modellierung verschiedener Medien in ATHLET /LER 12/ .....	104
Tab. 5.2	Verfügbarkeit der in den SMR Konzepten verwendeten Komponenten in den Programmsystemen ATHLET und COCOSYS (vgl. /LER 12/ und /KLH 13/) .....	106
Tab. 5.3	Verfügbarkeit von Stoffwerten und nuklearen Daten verschiedener Brennstoff- und Strukturmaterialien.....	128
Tab. 5.4	Modelle verschiedener Brennelementgitter .....	129
Tab. 5.5	SMR-Klassifizierung nach Art des Neutronenspektrums .....	131
Tab. 5.6	Geplante Brennelementzyklusdauern, Abbrände und Anreicherungen sowie Maßnahmen zur Kompensation der Überschussreaktivität .....	133



## Anhang

### A Systeme und Maßnahmen von SMR zur Einhaltung der Schutzziele

In der nachfolgenden tabellarischen Zusammenstellung sind die Charakteristika der vorgesehenen Systeme und Maßnahmen der einzelnen SMR Konzepte zur Einhaltung der Schutzziele gegenübergestellt.

Die in Kap. 2 eingeführte Unterteilung in aktive und passive (Sicherheits)-Systeme wird bei der Charakterisierung der Systeme aufgegriffen. Die verwendeten Abkürzungen werden im Folgenden kurz aufgelistet:

- a aktiv
- p passiv
- - keine Angaben verfügbar
- n. e. nicht erforderlich
- n. v. nicht vorgesehen
- Spalte Langzeitkritikalität:
  - A Auffangtank,
  - K Kugeln,
  - P Pellets,
  - R Reflektor,
  - S Stab/Stäbe,
  - V Vergiftung,
  - Z Regelzylinder,
- Druckentlastung Sicherheitsbehälter:
  - KOKA Kondensationskammer,
  - Kond. Kondensationsbehälter,
  - Ab. Abblasen,
  - F Filter,
  - Spray Sprühsystem.

Schutzziele	Kontrolle der Reaktivität			Kühlung der Brennelemente							Einschluss radioaktiver Stoffe	
	Regelung	Abschaltung	Langzeitunterkritikalität	Wärmetransport			Kühlmittelergänzung				Druckentlastung	Kühlung
				Normalbetrieb	Nachwärmeabfuhr	Notkühlung	Hochdruckphase	Druckentlastung	Niederdruckphase	Langzeitphase		
Konzept												
<b>Leichtwassergekühlte SMR Konzepte</b>												
ABV-6M	a	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ACP-100	a	p	p	a	p	p	p	p	p	p	Kond.	p
CAP-150	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CAP-FNPP	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CAREM	a	p	p	p	p	p	-	p	a	a	KOKA	-
CNP-300	a	p	p	a	a	a	a/p	p	a/p	a	Kond.	-
ELENA	p	p	p	p	p	p	-	-	-	-	-	p
FBNR	a	p	a/p	a	p	p	-	-	-	-	-	p
Flexblue	a	a	S	a	a	p	-	-	p	p	KOKA	p
HOLTEC SMR-160	a	p	S / V	p	p	p	-	p	p	p	-	p
IMR	a	a/p	a V	p	a	p	-	p	-	-	-	-
IRIS	a	p	a	a	a	p	a/p	-	a	p	Kond.	-
KLT-40S	p	pp	a	a	a	a	a	p	a	a	Kond.	p
mPower	a	p	-	a	a	p	-	-	p	p	-	p
MRX	a	p	-	a	a	p	-	p	p	p		p
NHR-200	a	p/a	V	p	p	-	p	p	-	-	-	-
NIKA-70	a	p	S	a	a	p	-	-	-	-	-	-
NP 300	a	-	S	a	a	-	-	-	-	-	-	-
NuScale	a	p	V	p	p	p	-	-	p	p	-	p
RADIX	a	-	-	p	p/a	-	-	-	-	-	-	-
RITM-200	a	p	-	a	a	-	-	p	-	-	-	p
RUTA-70	a	p/a	S	a	p	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	-	-
SCOR	a	p/a	V	a	p	p	-	-	a	a	KOKA	p
SHELF	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SMART	a	p/a	k.A.	a	p	p	a	a	a	a	Spray	-
TRIGA	a	p	S	a	p	p	p	p	n. e.	n. e.	-	-
UNITHERM	p	p/a	S	p	p	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	-	p
VBER-300	a	p	S	a	a	p	a	p	a	a	-	p
VK-300	a	p	S / V	p	p	p	a	-	p	p	-	-

Schutzziele  Konzept	Kontrolle der Reaktivität			Kühlung der Brennelemente							Einschluss radioaktiver Stoffe Sicherheitsbehälter	
	Regelung	Abschaltung	Langzeitunterkritikalität	Wärmetransport			Kühlmittelergänzung				Druckentlastung	Kühlung
				Normalbetrieb	Nachwärmeabfuhr	Notkühlung	Hochdruckphase	Druckentlastung	Niederdruckphase	Langzeitphase		
Westinghouse SMR	a	p	S / V	p	p	p	p	-	p	p	-	p
WWER-300	a	p	S / V	a	p	p	a	-	a	p	-	-
<b>Schwerwasser moderierte und gekühlte SMR Konzepte</b>												
AHWR300-LEU	a	p/a	S / V	p	a	p	a	p	p	p	Kond.	p
PHWR-220	a	p/a	S / V	a	a	a	a	p	a	a	KOKA	a
<b>Flüssigmetallgekühlte SMR Konzepte</b>												
4S	a	p	S / R	a	a/p	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	-	p
ALFRED	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ANGSTREM	a	-	-	a	a	p	n. e.	n. e.	-	-	-	-
ARC-100	p	p	S	a	p	p	n. e.	n. e.	-	-	-	-
ASTRID	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
BREST-OD-300	a/p	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	p	p
CEFR	a	p	S	a	p	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	-	-
ENHS	p	p	S	p	a	p	n. e.	n. e.	-	-	-	-
Gen4	a	p	S / K	a	a	p	n. e.	n. e.	-	-	-	-
LSPR	p	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	-	-	p	p
MYRRHA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
PEACER	a	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	-	-
PFBR-500	a	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	-	-
PRISM	a	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	p
RAPID	p	p	V	a	a	p	n. e.	n. e.	-	-	-	-
RAPID-L	p	p	V	a	a	p	n. e.	n. e.	-	-	-	-
SSTAR	a/p	p	S	p	a	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	p	p
STAR-LM	a/p	p	S	p	a/p	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	p	p
STAR-H2	a/p	p	S	p	a/p	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	p	p
SVBR-100	a	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	p	p
SVBR-10	a	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	p	p
TWR	a	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	-	-

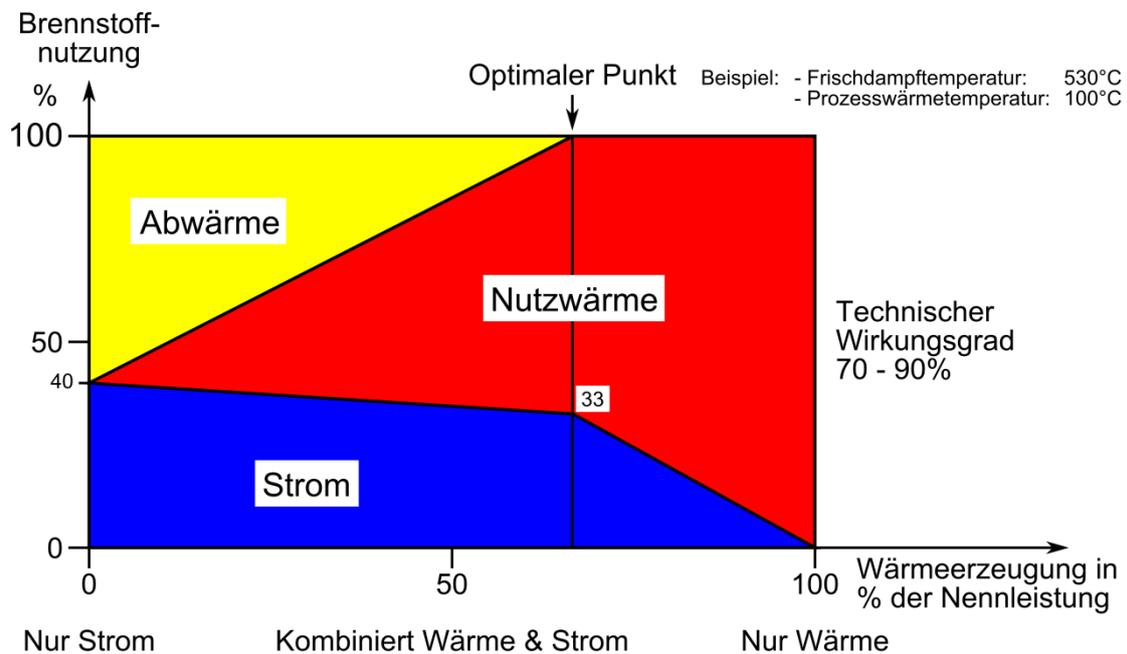
Schutzziele  Konzept	Kontrolle der Reaktivität			Kühlung der Brennelemente							Einschluss radioaktiver Stoffe Sicherheitsbehälter	
	Regelung	Abschaltung	Langzeitunterkritikalität	Wärmetransport			Kühlmittelegänzung				Druckbelastung	Kühlung
				Normalbetrieb	Nachwärmabfuhr	Notkühlung	Hochdruckphase	Druckbelastung	Niederdruckphase	Langzeitphase		
<b>Gasgekühlte SMR Konzepte</b>												
Adams Engine	a	p	S / Z	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	p
ANTARES/SC-HTR	a	p	S	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	Ab.	p
Em <sup>2</sup>	a	p	S / Z	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	-
GT-HTR	a	p	S / P	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	Ab.	p
GT-MHR	a	p	S	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	-	p
HTR-PM	a	p	S	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	Ab. (F)	p
PBMR	a	p	S / K	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	Ab. (F)	p
SC-GFR	a	-	S	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	-	-
U-Battery	a	p	S	a	a	p	n. v.	n. v.	n. v.	n. v.	-	p
<b>Salzschmelze gekühlte SMR Konzepte</b>												
Fuji	a	p	A	a	p	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	-
PB-AHTR	a	p	S / K	a	a/p	p	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	n. e.	p
SmAHTR	a	p	S	a	p	-	n. e.	n. e.	-	k. A	n. e.	-
TMSR-SF	a	p	S	a	a	p	n. e.	n. e.	p	p	n. e.	p
TMSR-LF	a	-	-	a	-	-	n. e.	n. e.	-	-	n. e.	-

## B Kopplung von SMR mit chemischen Prozessen

### B.1 Sicherheitsaspekte der Kopplung von SMR mit chemischen Prozessen am Beispiel von GCR und MSR

Einige SMR Konzepte zielen darauf ab, entlegene Siedlungen mit Strom, Fernwärme und aus Seewasser gewonnenem Trinkwasser zu versorgen. Ein erheblicher Anteil des Energieverbrauchs entfällt in den entwickelten Industriestaaten auf Prozesswärme in der Industrie sowie auf die Raumheizung. Im Niedertemperaturbereich, in dem Leicht- und Schwerwasserreaktoren angesiedelt sind, gibt es bereits Erfahrungen, zum Beispiel mit der Auskopplung von Prozessdampf für die Papierindustrie.

Mit Gas- oder mit Salzschnmelze gekühlten Reaktoren lässt sich mit hohen Wirkungsgraden Strom und Prozesswärme im Temperaturbereich von 550 °C bis ca. 1.000 °C aus der Kernenergie erzeugen. Durch die gekoppelte Strom- und Prozesswärmenutzung werden einerseits die Nutzung des nuklearen Brennstoffs erhöht und andererseits große Mengen an fossilen Brennstoffen eingespart (vgl. Abb. B.1.1).



**Abb. B.1.1** Verbesserte Brennstoffausnutzung durch Kraft-Wärmekopplung /WVL 11/

Nukleare Wärmeerzeugungssysteme müssen dazu mit chemischen beziehungsweise thermochemischen Anlagen über relativ kurze Entfernungen miteinander über Wär-

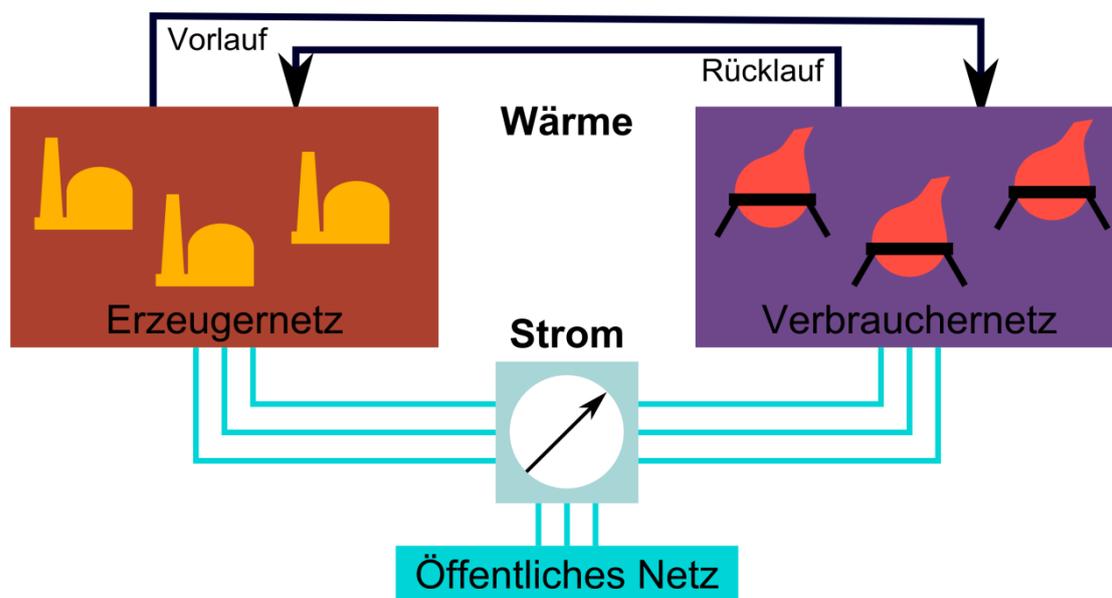
metransportnetze gekoppelt werden. Hierbei ist das jeweilige spezifische Risikopotential zu beachten. Folglich ist dafür Sorge zu tragen, dass sich Störfälle oder gar Unfälle in einer Anlage nicht gravierend auf die übrigen gekoppelten Anlagen ausdehnen und so zu unübersichtlichen und unkontrollierbaren Situationen führen. Ebenso wichtig ist die Entkoppelung der betrieblichen Stoffströme um zu verhindern, dass chemisch problematische Stoffe oder radioaktive Nuklide von einem Stoffkreislauf in den jeweils anderen übertragen werden. Bei den Sicherheitsbetrachtungen ist zu unterscheiden zwischen Gefährdungen, die aus der Koppelung der Anlagen direkt resultieren und denen, die über anlagenexterne Vorgänge auf die Anlagen einwirken.

### **B.1.1 Grundsätzliche Betrachtungen zur Sicherheit gekoppelter nuklearer und chemischer Anlagen**

Wenn von der Kopplung nuklearer Prozesswärmeerzeuger und chemischen beziehungsweise thermochemischen Prozessen die Rede ist, steht meist die Erzeugung von Wasserstoff als zukünftigem Energieträger oder chemischem Grundstoff im Mittelpunkt. Aber auch andere chemische Prozesse, wie etwa die Ammoniaksynthese, sind Kandidaten für die Nutzung nuklearer Prozesswärme. Gängige Anlagen produzieren 1.000 t bis 1.500 t Ammoniak pro Tag, bei einem Bedarf von Prozesswärme von etwa 300 MW bis 450 MW auf einem Temperaturniveau von 500 °C bis 1.000 °C. Die Produktion von 1 t Ammoniak verursacht dabei die Bildung von etwa 1,2 t CO<sub>2</sub> /RGR 11/. Für die Nutzung nuklear erzeugter Prozesswärme werden im Folgenden Temperaturniveaus im Bereich von 500 °C bis 1.000 °C betrachtet. Das Hauptaugenmerk der nachfolgenden Ausführungen liegt im Wesentlichen auf der Kopplung von gasgekühlten (GCR) und mit Salzschnmelze gekühlten (MSR) SMR Konzepten mit chemischen Anlagen. Ein Großteil der Überlegungen ist aber auch auf Kopplungen mit Leichtwasser- und Flüssigmetallreaktoren übertragbar, obwohl hier ein anderes Temperaturniveau vorliegt.

Bei der Bereitstellung von nuklearer Prozesswärme im industriellen Maßstab ist darauf zu achten, dass keine 1:1-Zuordnung von nuklearem Wärmeerzeugungssystem zu einer einzelnen chemischen Produktionsanlage erfolgt. Das hätte zur Folge, dass alle Schwankungen im Wärmebedarf nahezu ungefiltert auf die Reaktoranlage zurück wirken, was im Falle von Betriebsstörungen zu sprunghaften Laständerungen führen könnte. Die Wärmelast müsste in diesem Fall einem stark fluktuierenden Betrieb der chemischen Anlage folgen, wodurch unerwünschte zyklische Regelvorgänge mit dem Risiko von Instabilitäten auf Seiten der nuklearen Anlage erforderlich würden. Eine

Diversifizierung sowohl auf der Abnehmer- als auch auf der Lieferseite der Prozesswärmebereitstellung ist geeignet, Schwankungen zu dämpfen und die benötigten, engen Margen von Leistung und Temperaturniveau einzuhalten. Daher sollten immer nur auf einander abgestimmte Leistungsklassen von chemischen Industrien und Reaktoren einander zugeordnet werden, die dann auch die notwendige Reserveleistung für einen sicheren Betrieb der Abnehmerseite bereitstellen können. In Abb. B.1.2 ist schematisch eine typische Zusammenstellung von nuklearen und chemischen Anlagen mit Anbindung an das öffentliche Stromversorgungsnetz dargestellt.



**Abb. B.1.2** Kopplung nuklearer und chemischer Anlagen zur Prozesswärme- und Stromversorgung

Die Anlagen zur nuklearen Wärmeerzeugung sind für die Kraft-Wärmekopplung zu konzipieren. Bei einer ausgewogenen Auslegung des gesamten Systems zur Prozesswärmeerzeugung wird immer nur einen Teil der im Reaktor erzeugten Leistung für die chemischen Prozesse bereitgestellt. Der übrige Teil kann dann für die Stromproduktion genutzt werden. Damit können die Verbraucher der Prozesswärme auch mit der für den Betrieb der Anlagen benötigten elektrischen Energie versorgt werden. Darüber hinaus kann der Überschuss an produziertem Strom ins öffentliche Netz eingespeist werden. Im Falle außergewöhnlicher Bedarfsspitzen an Prozesswärme oder Teilausfall der Wärmeversorgung kann die Stromproduktion zu Gunsten der Wärmelieferung zurück gefahren werden. Eventuelle Engpässe auf Seiten der Stromversorgung lassen sich durch Strombezug aus dem öffentlichen Netz überbrücken. Das Ziel sollte jedoch

sein, die zur Energieversorgung eingesetzten Reaktorkonzepte von externen Leistungsschwankungen so weit wie möglich zu entkoppeln und einen möglichst ungestörten Nennlastbetrieb aufrecht zu erhalten.

### **B.1.2 Sicherheitsanforderungen an die Kopplung**

Die Einrichtungen für den Wärmetransport von der nuklearen Wärmequelle zum chemischen Prozess stellen die eigentliche Kopplung der Anlagen dar. Diese Einrichtungen – Rohrleitungen, Armaturen, Wärmeübertrager und auch die Wärmetransportmedien – müssen im Gesamtkonzept für die betrieblichen Anforderungen und mögliche Störfälle optimiert werden.

#### **Mögliche radiologische Gefährdungen durch die physische Kopplung von nuklearen und chemotechnischen Anlagen**

Durch die Übertragung von Prozesswärme mittels wärmeübertragender Medien in geschlossenen oder offenen Systemen, werden Anlagen zur nuklearen Energieerzeugung und verfahrenstechnische Anlagen unmittelbar physisch miteinander gekoppelt. Es muss dabei verhindert werden, dass Spalt- oder Aktivierungsprodukte aus den primären Kühlsystemen der Kernreaktoren in Bereiche der thermisch anzukoppelnden chemischen oder thermochemischen Anlagen gelangen können. Bei Reaktoren, die feste Brennstoffe verwenden und durch Gas oder Salzschnmelze gekühlt werden, bieten die TRISO-Beschichtungen des Brennstoffs und die einhüllenden Graphitschichten der verwendeten keramischen Brennelemente einen hohen Schutz gegen die Freisetzung von Spaltprodukten. Allerdings wurde bereits bei prototypischen Anlagen in der Vergangenheit festgestellt, dass nicht zu vernachlässigende Mengen an Tritium in das jeweilige Kühlmittel freigesetzt werden. Dieses Tritium wird beispielsweise außerhalb des Brennstoffs im Strahlenfeld aus Lithium-Verunreinigungen des Graphits oder Lithium-Bestandteilen der als Kühlmedium dienenden Salzschnmelzen generiert. Tritium ist insbesondere bei den angestrebten hohen Temperaturen sehr beweglich und in der Lage, durch die metallischen Strukturen (z. B. der Wärmeübertrager) zu diffundieren.

Im Falle der betrieblich bedingten Bildung von Hotspots innerhalb des Reaktorkerns oder von Störfällen ist nicht auszuschließen, dass Brennstofftemperaturen oberhalb von 1.200 °C erreicht werden. Bei diesen Temperaturen kann z. B. radioaktives Silber  $^{110m}\text{Ag}$  durch die TRISO-Beschichtungen und die Graphitmatrix in das Kühlmittel diffundieren. Dieses Silber kann sich dann durch Ablagerung an metallischen Oberflä-

chen des Primärkühlsystems anreichern, sich an Staubpartikel innerhalb des Kühlsystems gasgekühlter Reaktoren anlagern oder durch mögliche Undichtigkeiten in Wärmeübertragern in die nicht nuklearen Bereiche des Wärmetransportsystems gelangen.

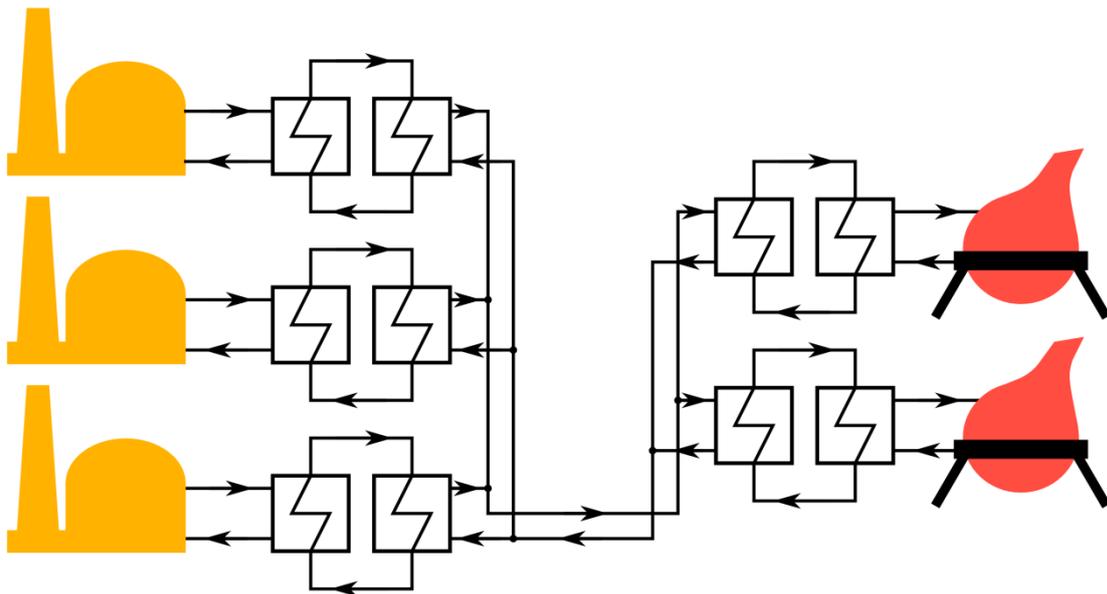
Bei Reaktoren, die mit Salzschnmelze gekühlt werden und bei denen der Brennstoff in flüssiger Form im Kühlmittel gelöst ist, kann kein Kredit von der Brennstoffbarriere genommen werden. Ein Zwischenkühlkreislauf zwischen Primärkühlkreislauf als Wärmelieferant und externem Übertragungskreislauf als Wärmeabnehmer ist hier unabdingbar. Selbst kleine Leckagen in einem Wärmeübertrager können zu nicht tolerierbarer Kontamination des gesamten externen Wärmeübertragungskreislaufs führen. An die radiologische Überwachung und die Reinigungsverfahren für den Wärmeträger im Zwischenkreislauf sind daher besonders hohe Anforderungen zu stellen.

### **Mögliche chemische Gefährdungen durch die physische Kopplung von nuklearen und chemotechnischen Anlagen**

Ebenso muss verhindert werden, dass Verunreinigungen aus dem chemischen Prozessbereich über das Wärmeübertragungssystem in die nuklearen Wärmeerzeugungsanlagen verschleppt werden. Insbesondere muss verhindert werden, dass brennbare, korrosive oder toxische Stoffe in die Kühl- und Nebenanlagen gelangen. Bei einer Vielzahl unterschiedlicher angekoppelter Prozesse könnte das Spektrum der verunreinigenden Stoffe die Schutzmaßnahmen auf Seiten der nuklearen Anlage schnell überfordern und die vorausschauende Schadensverhütung und –bekämpfung in Frage stellen. Dies gilt für die Materialkonzepte ebenso wie für Kühlmittelreinigungs- und Gasbehandlungssysteme. Beispielseise müssen möglicherweise eingeschleppte Agenzien beseitigt werden, bevor sie mit dem Kühlmittel reagieren und explosive oder toxische Gemische in das Reaktorgebäude oder gar in den Sicherheitsbehälter freisetzen können.

Um gravierende Folgen möglicher Radionuklidfreisetzung oder chemischer Kontamination weitgehend auszuschließen, sind die Wärmeübertragungssysteme auf der nuklearen Erzeugungsseite einerseits und auf der Abnehmerseite andererseits physisch zu trennen. Dazu eignen sich Zwischenkreisläufe zur Wärmeübertragung, die auf beiden Seiten vorgesehen werden können (vgl. Abb. B.1.3). Diese Zwischenkreisläufe sollen nur geringe Distanzen überbrücken, um die Wärmeverluste zu minimieren. Bei Verwendung von Wärmeübertragungsmedien mit sehr ähnlichen thermischen und fluiddy-

namischen Eigenschaften sowie entsprechender Auslegung kann die Wärmeübertragung mit modernen Apparaten mit geringer Grädigkeit erfolgen.



**Abb. B.1.3** Wärmekopplung über Zwischenkreisläufe

### **Mögliche energetische Gefährdungen durch die physische Kopplung von nuklearen und chemotechnischen Anlagen**

Weitere Störfälle können Ereignissen auf der energieerzeugenden oder der energieabnehmenden Seite sowie in der Übertragungsstrecke auf die jeweiligen angekoppelten Anlagen folgen. Bereits durch die Kernauslegung muss gewährleistet sein, dass durch derartige Leistungsschwingungen keine Gefährdung der Brennstoff- und Strukturintegrität resultieren kann. Alle betrachteten mittels Salzschnelze oder Gas gekühlten Reaktoren besitzen stark negative Brennstofftemperaturkoeffizienten der Reaktivität. Ein sprunghafter Anstieg der Leistung würde in den nuklearen Kühlkreisläufen zu einem Rückgang der Kühlmitteltemperaturen und somit zu einer Erhöhung der Reaktivität des Reaktorkerns führen. Der Reaktor würde folglich mit einer Leistungserhöhung antworten. Diese Leistung würde aber in unmittelbarer Folge von der Abnehmerseite nicht mehr abgenommen und würde so zu einer stark ansteigenden Kühlmitteltemperatur führen. Folgerichtig nimmt die Leistung des Kerns aufgrund der negativen Temperaturrückwirkung wieder ab. Ein Störfallverlauf mit stark zyklischem Leistungs- und Temperaturverlauf muss bei der Auslegung der Reaktoranlage berücksichtigt werden.

Umgekehrt muss auch mit dem plötzlichen Ausfall eines der gekoppelten nuklearen Wärmeerzeuger gerechnet werden. Dies kann zu einem Einbruch bei der bereitgestellten Leistung und damit der Kreislauftemperatur führen. Dieser Leistungseinbruch ist von den verbleibenden Reaktoren kurzfristig auszugleichen und das Netz zu stabilisieren, zum Beispiel durch schnelles Zurückfahren der Stromproduktion zu Gunsten der Wärmelieferung. Auf der Abnehmerseite könnten sensible Prozesse durch lokale Wärmespeicher abgesichert werden, um die Zeit bis zur Wiederherstellung der Abnahmebedingungen im Wärmenetz zu überbrücken.

Ein Wärmenetz mit großem Volumen, das von mehreren Reaktormodulen versorgt wird, kann die Störungen, die von einzelnen Abnehmern oder Wärmeerzeugern ausgehen, deutlich dämpfen. Darüber hinaus können konstruktive Maßnahmen (wie z. B. Strömungsbegrenzer oder Isolationsarmaturen) Transienten im Falle eines Rohrbruchs abmildern oder begrenzen.

### **B.1.3 Sicherheit gegen äußere Beeinträchtigungen durch gekoppelte nukleare und chemotechnische Anlagen**

Nukleare und chemotechnische Anlagen besitzen jeweils spezifische störfallbedingte Gefährdungspotentiale für ihre unmittelbare Umgebung. Die räumliche Nähe derartiger Anlagen verstärkt dieses Gefährdungspotential. Folglich müssen Vorsorgemaßnahmen gegen mögliche Schadenspropagationen getroffen werden. Diesbezügliche Forderungen finden sich u. a. in /BMU 12a/, die aufgrund der engen Kopplung von nuklearen und chemischen, beziehungsweise thermo-chemischen Prozessanlagen geeignet zu erweitern sind.

#### **B1.3.1 Zusätzliche Gefährdungen durch Kopplung von chemischen Anlagen an Reaktoranlagen**

### **Radiologische Gefährdungspotentiale**

Die Sicherheitseinrichtungen und sicherheitsgerichteten Maßnahmen nuklearer Anlagen, speziell an Kernreaktoren, sind entsprechend der Regelwerke, in deren Rahmen die Anlagen gebaut und betrieben werden, auszulegen. Neue Konzepte für GCR und MSR, insbesondere im Leistungsbereich der kleinen und modularen Anlagen, zielen darauf ab, durch Nutzung passiver Systeme auf der Grundlage natürlicher Wirkmechanismen die Anlagen nach Eintritt eines Störfalls in einen sicheren Zustand zu überfüh-

ren und zu halten, ohne dass für den Reaktorkern oder die übrigen Systeme und Einrichtungen zerstörerische Zustände erreicht werden.

Die meisten Konzepte für gasgekühlte SMR, deren Primärkreislauf bei hohem Druck betrieben werden soll (etwa 4 MPa bis 8 MPa), verzichten aufgrund des hohen Kühlmittelvolumens und der im Vergleich zu Leichtwasserreaktoren mäßigen Entspannung des Kühlmittels beim Ausströmen in das Reaktorgebäude auf einen volldrucktauglichen Sicherheitsbehälter. Vielmehr sehen die meisten gasgekühlten SMR Konzepte für den unterstellten Fall eines großen Bruchs der druckführenden Umschließung eine instantane Druckentlastung des Sicherheitsbehälters vor. Dabei soll das Kühlmittel entweder gefiltert oder ungefiltert in die Umgebung abgeblasen werden. Nach der Druckentlastung des Primärkreislaufs soll dann der Sicherheitsbehälter bei geregelter Innendruck dicht abgeschlossen werden. Gemäß Herstellerangaben sollen die auf TRISO-Partikeln basierenden Brennstoffe während des bestimmungsgemäßen Betriebs die Spaltprodukte nahezu vollständig zurückhalten und sich daher nur radiologisch vernachlässigbare Mengen an Aktivität zum Störfalleintritt im Primärkühlmittel befinden. Somit könne das Kühlmittel in der Anfangsphase eines Kühlmittelverluststörfalls direkt in die Atmosphäre abgeblasen werden. Unklar ist derzeit, ob diese Überlegungen die Ablagerung der sich während des längeren Reaktorbetriebs aktivierten Feinstäube innerhalb des Primärkühlsystems berücksichtigen. In Versuchsreaktoren wurden radiologisch relevante Mengen an aktiviertem Staub auf den inneren Oberflächen von Rohren und Apparaten nachgewiesen /KÜP 14/. Hinzu kommt das aus den Brennelementen heraus diffundierte radioaktive Silber, das sich an metallischen Oberflächen oder auch an Staubpartikeln anlagern kann. Folglich ist zu prüfen, ob sich dieses Spaltprodukt- und Aktivierungsinventar durch den heftigen Ausströmvorgang remobilisieren lässt und ob bei ungefilterter Druckentlastung eine signifikante radiologische Belastung der Umgebung resultieren kann. Für die in relativ geringer Entfernung befindlichen verfahrenstechnischen Anlagen ist eine solche radiologische Gefährdung nicht akzeptabel. Das Problem lässt sich aber durch wirksame Filtereinrichtungen entschärfen.

Die Betriebsdrücke von Reaktoren mit Salzschnmelzekühlung liegen nur unwesentlich über dem Umgebungsdruck. Dadurch sind heftige Ausströmvorgänge für den Fall eines Rohrversagens im Primärkreislauf nicht zu unterstellen. Konzepte mit festem Brennstoff sind zudem als Integralanlagen ausgeführt, bei denen sich alle Komponenten des Primärsystems sowie die Wärmeübertrager innerhalb des Reaktortanks befinden. Alle betrachteten SMR Konzepte besitzen stark negative Brennstofftemperaturkoeffizienten der Reaktivität, die ein sicheres selbsttätiges Abschalten der Kettenreaktion

im Falle von Reaktivitätsstörfällen oder Ereignissen mit Ausfall der Wärmesenke sicherstellen. Alle mit Salzschnmelze gekühlten Konzepte besitzen Kühleinrichtungen, die bei Temperaturanstieg als Folge einer Störung der betrieblichen Wärmeabfuhr ohne Eingriffe des Bedienpersonals und ohne Fremdenergie in Aktion treten und den Reaktor dauerhaft vor Überschreitung kritischer Temperaturen schützen. Bei diesen Konzepten besteht die Möglichkeit, Störfälle mit gravierenden Kernschäden und damit Freisetzung signifikanter Mengen an Spalt- und Aktivierungsprodukten in die Umgebung praktisch auszuschließen. Besondere Gefährdungen für angekoppelte Anlagen der chemischen Industrie wären dann nicht zu besorgen.

### **Chemische Gefährdungspotentiale**

In verfahrenstechnischen Anlagen wird oft eine Vielzahl von Stoffen in mehreren Prozessschritten unter zum Teil hohen Drücken und Temperaturen verarbeitet. Dabei können nicht nur die Ausgangsstoffe und Endprodukte, sondern auch die Zwischenprodukte bei unkontrolliertem Ausströmen brennbare bzw. explosive Mischungen bilden. Die Anlagenbetreiber sind aufgrund der Größe und verzweigten Anordnung der Prozessanlagen meist nicht in der Lage, derartige Freisetzungen völlig auszuschließen. Bei den oft komplexen und räumlich ausgedehnten Anlagen muss daher bestimmt werden, in welchen Bereichen mit gefährlichen Leckagen zu rechnen ist. Die Auslegung der Anlage hat dann derart zu erfolgen, dass benachbarte Anlagen oder Anlagenteile nicht zu einer Schadenspropagation beitragen können. Hierzu ist zu prüfen, ob freigesetzte Stäube, Nebel oder Gase in der freien Atmosphäre brennbare oder explosive Ansammlungen bilden können, die bei ungünstigen Witterungsverhältnissen in Richtung der nuklearen Anlagen treiben, sich in deren unmittelbarer Umgebung entzünden und die Sicherheit der nuklearen Anlagen beeinträchtigen können. Nach der Feststellung, welche Stoffe in den mit den Nuklearanlagen gekoppelten Prozessanlagen ein-, beziehungsweise umgesetzt werden, ist eine anschließende Gefährdungsanalyse erforderlich. Hierbei kann von der Datenbank CHEMSAFE Gebrauch gemacht werden. Diese Datenbank, die gemeinsam von der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB), der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) sowie der Gesellschaft für chemische Technik und Biotechnologie e. V. (DECHEMA) in Zusammenarbeit mit internationalen Partnern gepflegt und betrieben wird, stellt den Nutzern grundlegende Daten für eine Vielzahl von chemischen Stoffen zur Verfügung /PTB 11/.

## **Gefährdungspotentiale durch Brände**

Die Auswirkungen von Bränden und Explosionen auf Objekte in der Umgebung sind komplex, da sich mehrere Belastungsarten überlagern können.

Bei austretenden brennbaren Stoffen können lang anhaltende Brände entstehen, bei denen im Flammenbereich sehr hohe Temperaturen auftreten können. Die im Brandherd entstehende und mit den Rauchgasen transportierte Wärme kann über erhebliche Distanzen mittels Strahlung auch auf weiter entfernte Objekte übertragen werden. Nach Maßgabe der jeweiligen lokalen Verhältnisse sind daher Maßnahmen zu ergreifen, um benachbarte verfahrenstechnische Anlagen sowie sicherheitsrelevante Bauwerke und Anlagen der nuklearen Wärme- und Kraftanlagen vor exzessiven thermischen Einwirkungen zu schützen.

## **Gefährdungspotentiale durch Explosionen**

Bei Explosionen in der Atmosphäre können auf umgebende Objekte kurzfristige Wärmebelastungen aus den heftigen Verbrennungsvorgängen einwirken, vor allem aber erhebliche Druckwellenbelastungen. Insbesondere die Wirkungen der Druckwellen sind nicht nur auf äußere Strukturen beschränkt. Sie können auch über Öffnungen der Gebäudehüllen auf sicherheitsrelevante Systeme schädlich einwirken, etwa auf Lüftungssysteme oder zur Atmosphäre hin offene Naturzug-Kühlsysteme. Es ist daher dafür Sorge zu tragen, dass die möglichen Druckbelastungen durch externe Explosionen von den baulichen und konstruktiven Strukturen sicher abgetragen werden können. Darüber hinaus müssen auch drucksensible technische Systeme gegen Druckwellenbelastungen hinreichend geschützt werden.

## **Gefährdungspotentiale durch beschleunigte Trümmer**

Insbesondere bei Explosionen in teilweise oder vollständig umschlossenen Räumen kann der Druckaufbau so groß werden, dass betroffene Anlagenteile und umschließende Gebäude spontan versagen und ihre Bruchstücke hoch beschleunigt werden. Anordnung und Auslegung der nuklearen und chemotechnischen Anlagen muss daher so erfolgen, dass eine Gefährdung sicherheitsrelevanter Gebäude und Einrichtungen der Reaktoranlagen sowie sensibler verfahrenstechnischer Anlagen durch einschlagende Bruchstücke nicht eintreten kann.

## **Gefährdungspotentiale durch toxische Stoffe**

Eine weitere Gefährdung könnte für die Reaktor- und benachbarte verfahrenstechnische Anlagen aus der Freisetzung toxischer Stoffe aus einer der angeschlossenen chemischen Anlagen herrühren. Auch wenn weder die Ausgangsstoffe, noch die Endprodukte toxisch sein sollten, können im chemischen Prozessablauf toxische bis hochtoxische Zwischenprodukte entstehen, deren stör- oder unfallbedingte Freisetzung in die Umgebung in den Sicherheitsanalysen betrachtet werden muss. Auf dieser Grundlage sind daher Maßnahmen zu ergreifen, die die Bedienmannschaften der umliegenden chemischen und nuklearen Anlagen vor der Einwirkung toxischer Gase, Nebel oder Stäube schützen. In /BMU 12a/ sind grundsätzliche Eigenschaften gefährlicher Stoffe und Anforderungen an Maßnahmen beschrieben, mit denen deren Eindringen in die Reaktoranlage zu verhindern ist. Durch die Kopplung von GCR und MSR mit mehreren chemotechnischen Anlagen als Abnehmer von Prozesswärme in räumlicher Nähe, kann sich die Bestimmung des Gefährdungspotentials und möglicher Schutzmaßnahmen aufgrund der Vielzahl von verarbeiteten Stoffen sehr komplex gestalten.

### **B1.3.2 Mögliche Schutzmaßnahmen**

Die zu ergreifenden Schutzmaßnahmen haben sich immer an den jeweiligen lokalen Gegebenheiten zu orientieren. Dabei machen generelle quantitative Vorgaben keinen Sinn. Dennoch müssen allgemeine Kriterien beachtet werden, anhand derer die vorgesehenen Schutzmaßnahmen beurteilt werden können. Grundsätzlich können die nuklearen und verfahrenstechnischen Anlagen durch Einhaltung großer Sicherheitsabstände vor möglichen gegenseitigen Störfalleinwirkungen geschützt werden. Dies steht aber in direktem Widerspruch zu der Forderung nach möglichst kurzen Transportentfernungen für die nuklear erzeugte Prozesswärme. Somit ist eine Gesamtlösung aus geometrischer Anordnung der Anlagen zueinander und ingenieurmäßiger Auslegung von Schutzmaßnahmen zur Erfüllung der sicherheitstechnischen Kriterien zu erstellen.

Bei länger andauernden Großbränden geht eine erhebliche Gefahr von der Übertragung der unkontrolliert freigesetzten Wärme auf Gebäude und frei stehende Anlagen, beziehungsweise Anlagenteile aus. Der zu berücksichtigende Wärmestrom auf die zu schützenden Anlagen ergibt sich aus der maximalen Menge der freigesetzten brennbaren Stoffe, der Mischung mit der Umgebungsluft und der Wärmetönung der Verbrennungsreaktion sowie der Entfernung zum Brandherd. Des Weiteren ist zu berücksichtigen, ob die Verbrennung bodennah oder in größerer Höhe stattfindet und wie stark

zum Beispiel Rauch die Wärmestrahlung beeinträchtigt. Für die Auslegung der japanischen HTTR-Anlage mit angeschlossener Wasserstoffproduktion wurde für die Betonstrukturen eine gemittelte Wandtemperatur von maximal 175 °C /NIS 96/ zugelassen. Sollten Analysen höhere Werte ausweisen, müssten technische Maßnahmen zum Schutz der Anlage vorgesehen werden. Hierzu können zum Beispiel Gitternetze zum Schutz gegen Wärmestrahlung oder Sprühsysteme zur Kühlung der Gebäudeaußenflächen in Frage.

Im Falle von explosionsartigen Verbrennungen, die in der freien Atmosphäre stattfinden, sind die Maximalwerte für die entstehenden Druckwellen und ihre Ausbreitung zu ermitteln. Nach /NIS 96/ wird für die japanische HTTR-Anlage eine maximale Druckdifferenz von 10 kPa zugelassen. Bei dieser Druckdifferenz wird angenommen, dass hierdurch noch keine wesentlichen, das heißt die Sicherheit gefährdenden Beschädigungen an Stahlbeton- oder Stahlkonstruktionen ausgelöst werden. Es ist weiter zu prüfen, ob die sicherheitsrelevanten Einrichtungen der nuklearen Anlagen, die mit der Atmosphäre in Verbindung stehen, darüber hinaus gehenden Druckwellen, die sich aus Analysen ergeben, standhalten können. Eine rein aus den Druckwellenrechnungen abgeleitete Sicherheitsdistanz kann dabei schnell unrealistische Werte für die Gesamtkonstellation ergeben. Im Rahmen des europäischen Forschungsprojekts EUROPAIRS wurden beispielhafte Untersuchungen zur Freisetzung und Verbrennung großer Propan- und Butanmengen vorgestellt /BAU 11/. Dabei wurden, vorausgesetzt es werden keine weiteren Schutzmaßnahmen getroffen, Sicherheitsabstände von 2.200 m bis 2.800 m ermittelt, um die derzeit gültigen Sicherheitskriterien für Leichtwasserreaktoren /BMU 12/ einzuhalten. Es müssen gegebenenfalls sicherheitsgerichtete Maßnahmen ergriffen werden, um die zu unterstellenden Lasten für Gebäude und Anlagen zu begrenzen beziehungsweise zu verringern. Diese Maßnahmen können zum Beispiel Obergrenzen für die Lagerinhalte an gefährlichen Eingangsstoffen oder Endprodukten sowie die mengenmäßige Begrenzung von leicht brennbaren Zwischenprodukten im Prozessablauf beinhalten. Zusätzlich könnten auch die zulässigen Druckdifferenzen der auftreffenden Druckwellen erhöht werden, beispielsweise durch schnell reagierende Schutzeinrichtungen für Systeme, die eine offene Schnittstelle zur Atmosphäre besitzen sowie eine robustere Auslegung von baulichen und konstruktiven Strukturen. Durch unterirdische Bauweise der Reaktoranlagen, wie sie zahlreiche neue Konzepte für kleine modulare Reaktoren vorsehen, kann ein wirksamer Schutz gegen eine Vielzahl von äußeren Einwirkungen erreicht werden. Allerdings ist sicherherzustellen, dass auch die sicherheitsrelevanten oberirdischen Einrichtungen hinreichend geschützt werden.

Insbesondere bei Explosionen eingeschlossener explosionsfähiger Gas-Luftgemische kommt es zu spontanem Versagen der umschließenden Strukturen. Bruchstücke von Anlagen und baulichen Strukturen werden dabei durch die Druckwellen beschleunigt. Diese Projektile gefährden Lebewesen und Bauwerke in der Unfallumgebung. Dabei können insbesondere kleinere Trümmer eine hohe Rasananz erhalten und auch noch in größerer Entfernung erhebliche Schäden verursachen. Bei entsprechendem Gefährdungspotential sollten daher zum Beispiel Schutzwände vorgesehen werden, die auch von Explosionen ausgelöste, sich bodennah ausbreitende Druckwellen reflektieren könnten.

Die Freisetzung und Verwehung toxischer oder brennbarer Stoffe aus chemischen Anlagen oder Lagerstätten können erhebliche Gefahren für die Sicherheit benachbarter Nuklearanlagen und anderer zum Energieverbund gehörender Anlagen darstellen. Unbemerktetes Eindringen in innere Anlagenbereiche kann zur Gefährdung des Bedienpersonals führen. Die Ansammlung reaktiver Stoffe in Lüftungsanlagen oder Kühleinrichtungen mit Naturzug kann zu brennbaren oder gar explosiven Milieus führen. Zur rechtzeitigen Detektion von gefährlichen Stoffen, die in benachbarten Prozessanlagen Verwendung finden, können entsprechende Sensorsysteme eingesetzt werden. Bei deren Ansprechen müssten dann Maßnahmen, wie zum Beispiel Gebäude- und Lüftungsabschluss, initiiert werden. Die Zugänglichkeit und Bedienbarkeit sicherheitstechnisch vitaler Anlagenbereiche und Kontrolleinrichtungen sind dabei aber stets zu gewährleisten.

Besondere Aufmerksamkeit ist den zu unterstellenden Einwirkungen durch Flugzeugabsturz auf die angeschlossenen chemotechnischen Anlagen zu widmen. Neben den bereits in /BMU 12a/ aufgeführten Einwirkungen durch Explosion und Brand des Flugzeugtreibstoffs ist mit problematischen Verbrennungsprodukten aus den chemischen Reaktionen des abbrennenden Treibstoffs mit Ausgangsstoffen und End- beziehungsweise Zwischenprodukten in den betroffenen chemischen Anlagen zu rechnen. Diese Verbrennungsprodukte entstehen in einem unkontrollierten chemischen Umfeld mit unklaren Verhältnissen hinsichtlich der Spezies und Konzentrationsverteilung der Reaktanten. Die Folgeprodukte sind in solchen Fällen nur schwer zu prognostizieren. Insbesondere können sie toxische oder korrosive Eigenschaften besitzen, vor denen die Bedienmannschaften und sicherheitstechnisch sensible Einrichtungen der nuklearen, wie der benachbarten chemischen Anlagen geschützt werden müssen. Da nicht ausgeschlossen werden kann, dass sich unter diesen Bedingungen bis dahin unbekannte Substanzen bilden, kann eine vollständige Detektion der Schadstoffe durch vorab in-

stallierte Sensoren nicht umfassend sichergestellt werden. In solchen Fällen sind in Reaktoranlagen die bereits in /BMU 12a/ Kapitel 4.2.2.3 zum Schutz der Bedienmannschaften geforderten Schutzeinrichtungen und -maßnahmen unverzüglich zu aktivieren.

Große Bedeutung für die Sicherheit des gesamten Industriekomplexes hat ein schnelles und klar definiertes Kommunikations- und Alarmierungssystem. Durch eine eindeutige und ohne großen Aufwand zu bedienende Alarmierung der externen Nuklear- und Prozessanlagen bereits während der Anbahnung ernster Störfälle kann sich die Umgebung gegen weitreichende Einwirkungen schützen und Folgeereignisse verhindern oder deren Folgen begrenzen.

Aus den Anforderungen an die Sicherheit von Kernkraftwerken, wie sie in /BMU 12/ und /BMU 12a/ qualitativ beschrieben sind, und spezifischen, auf die speziellen Eigenschaften der angeschlossenen chemischen Betriebe zugeschnittenen Vorschriften, können allgemeine Sicherheitskriterien abgeleitet und quantifiziert werden. Durch Sicherheitsanalysen, die die Gesamtanordnung aus nuklearen und chemotechnischen Anlagen umfassen, ist schließlich die Einhaltung dieser Kriterien jeweils in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren nachzuweisen. Dabei sind nicht nur technische Gesichtspunkte zu berücksichtigen. Letztendlich sind auch administrative Fragen, bis hin zur Zuständigkeit für Genehmigung und Aufsicht, festzulegen.

### **B1.3.3 Regelung der Energienetze**

Von großer Bedeutung für die Sicherheit der gekoppelten Industriekomplexe aus chemotechnischen Prozessanlagen und GCR und MSR ist eine konsistente, sich an die Bedürfnisse der Wärmeverbraucher anpassende Regelung der Energieströme, die daher zentral erfolgen sollte. Diese Regelung besitzt im Wesentlichen drei Freiheitsgrade. Dies sind:

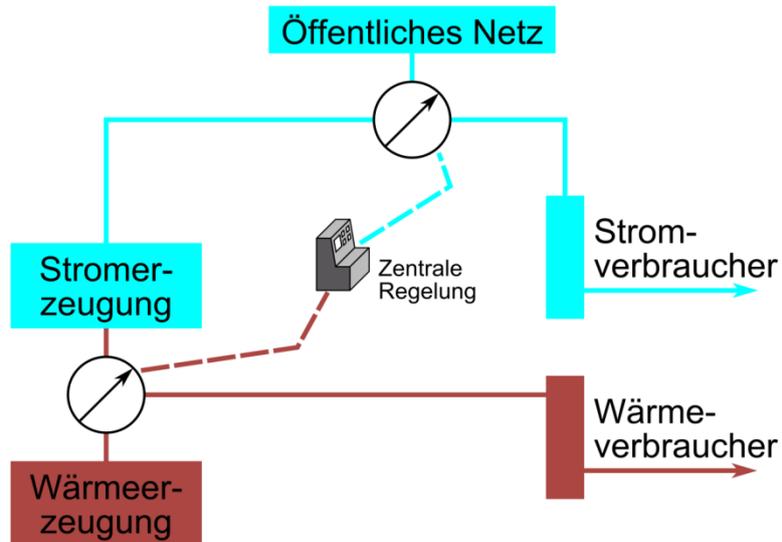
- Bedarfsgerechte Bereitstellung von Prozesswärme
- Lieferung der benötigten elektrischen Energie
- Flexibler Ausgleich von Kraftwerkskapazitäten und Prozesswärmebedarf durch Bezug von Strom aus dem oder dessen Einspeisung in das öffentliche Netz.

Chemische Prozesse werden nur zum Teil als durchlaufende Prozesse mit kontinuierlichen Stoffströmen und nahezu konstantem Prozesswärmebedarf betrieben. Ein Groß-

teil der industriellen Prozesse wird hingegen im „Batch Mode“ durchgeführt. Das heißt, dass ein Reaktor mit den benötigten Ausgangsstoffen beladen wird. Die chemische Reaktion läuft dann unter Aufprägung eines bestimmten Drucks und Zuführung von Wärme im geschlossenen Reaktor ab, bis der Gleichgewichtszustand zwischen Ausgangsstoffen und Endprodukten erreicht wird. Kontinuierlichen und in Chargen ablaufenden Prozessen ist gemein, dass der Erfolg und die Sicherheit der ablaufenden Prozesse unter anderem von der zuverlässigen Versorgung mit Prozesswärme in engen Leistungs- und Temperaturgrenzen abhängig sind.

Kernreaktoren haben zwar in der Vergangenheit gezeigt, dass sie sich flexibel schwankenden Leistungsanforderungen auch mit hohen Lastwechselgeschwindigkeiten anpassen können. Dies ist jedoch mit erheblichen thermischen Belastungen insbesondere des Brennstoffs verbunden. Bei häufigen zyklischen Laständerungen ist daher zu prüfen, ob etwa die Rückhaltefähigkeit des Brennstoffs für Spaltprodukte in Mitleidenschaft gezogen werden könnte. Generell gilt für thermische Großanlagen, dass aus Sicherheitsgründen ein möglichst gleichmäßiger Betrieb im Bereich des Auslegungspunktes anzustreben ist. Für GCR und MSR mit Kraft-Wärmekopplung bedeutet dies, dass die thermische Reaktorleistung möglichst konstant gehalten und flexibel zwischen Stromproduktion und Prozesswärmelieferung variiert werden sollte. Die Leitgröße wäre dabei der Bedarf an Prozesswärme seitens der chemischen Betriebe. Überschüssige Leistung stünde für die Stromproduktion zur Verfügung. Der erzeugte Strom würde ebenfalls primär von den Prozessanlagen abgenommen. Abb. B.1.4 zeigt schematisch einen möglichen mehrfach gekoppelten Netzaufbau für die Strom- und Wärmeversorgung.

Die Schnittstelle zum öffentlichen Netz ist dabei notwendig, um den Energiebedarf der Abnehmer mit der Bereitstellung abzugleichen. Zu Zeiten geringeren Prozesswärmebedarfs würde die Stromproduktion zunehmen und könnte den Strombedarf der Abnehmer übersteigen. Die überschüssige Leistung würde dann in das öffentliche Netz eingespeist. Umgekehrt würde aus dem öffentlichen Netz Strom zur Deckung der Strombedarfslücke bezogen, wenn in Zeiten hohen Bedarfs an Prozesswärme die eigene Stromproduktion zur Bedarfsdeckung der angekoppelten Prozessanlagen zurückgenommen werden müsste.



**Abb. B.1.4** Zentrales Energiemanagement für nukleare Wärme- und Stromversorgung

Die Regelung der gekoppelten Energieverteilungsnetze ist eine komplexe Aufgabe, die von einer zentralen Stelle ausgeführt werden müsste. An diese Stelle wäre durch die Abnehmer der abzusehende Bedarf an thermischer und elektrischer Leistung zu melden, damit die Auslastung der Energieerzeugungskapazitäten sowie der externe Strombezug geplant werden können. Bei unvorhergesehenen Störungen muss diese Stelle alle angeschlossenen Netzkapazitäten so steuern können, dass die Strom- und Wärmenetze schnell wieder in einen stabilen und anforderungsgerechten Zustand überführt werden.

## **C Weitere verwendete Literatur**

Ergänzend zum Literaturverzeichnis auf Seite 143 finden sich in diesem Abschnitt des Anhangs weiterführende Literatur zu den einzelnen SMR-Konzepten.

### **C.1 Leichtwasserkonzepte**

#### **ABV-6M**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refueling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, September 2014

The Ux Consulting Company, UxC, SMR Design Profile ABV, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=ABV](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=ABV), Zugriff am: 03.06.2014

Veshnyakov, K. B., et. al., Heat and Power Sources based on nuclear Shipbuilding Technologies, Präsentation 2009

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

World Nuclear Association, WNA, Nuclear Power in Russia, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-O-S/Russia--Nuclear-Power/>, Zugriff am: 03.06.2014

#### **ACP-100**

Fajie, Z., Technology Development, Design and Safety Features and its Deployment Scheme, Präsentation, Technical Meeting on Technology Assessment SMR for Near Term Deployment, Chengdu, China, 2.-4. September 2013

Mingguang, Z., Small Reactors R&D in China, Präsentation, Meeting of TWG-LWR, Wien, IAEA, 18.-20. Juni 2013

UxC SMR Research Center, UxC SMR Design Profile TPS, Website:

[http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=TPS](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=TPS), Zugriff am: 07.03.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

Zheng, M., Small Reactors R&D in China, Präsentation, Meeting of TWG-LWR, IAEA, Wien, 18.-20. Juni 2013

Zhi, C., The Progress of I&C System Development in Small Modular Reactor ACP100, Präsentation, Wien, 22. Mai 2013

## **CAREM**

United States Department of Energy, DOE, Report to Congress on Small Modular Reactors, 2001

International Atomic Energy Agency, IAEA, Performance of operating and advanced light water reactors design, TECDOC 1245, Wien, 2000

International Atomic Energy Agency, IAEA, CAREM: An Advanced Integrated PWR, Konferenz: Small and Medium Sized Reactors: Status and Properties, Kairo 2001

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Design Features to Achieve Defence in Depth in Small and Medium Sized Reactors, Wien 2009

Marcel, C., et. al., Phenomenology involved in self-pressurized, natural circulation, low thermo-dynamic quality, nuclear reactors: The thermal-hydraulics of the CAREM-25 reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 254, 2013, pp. 218-227

Schaffrath, A., et. al., Berechnung des Notkondensators des argentinischen Integralreaktors CAREM, Jahrestagung Kerntechnik, 2003

Walter, D., et. al., Berechnung des Notkondensators des Integralreaktors CAREM, Wissenschaftlich technische Berichte FZR-351, Forschungszentrum Rossendorf, August 2002

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

World Nuclear News, WNN, Construction of CAREM underway, Website: <http://www.world-nuclear-news.org/NN-Construction-of-CAREM-underway-1002144.html>, Zugriff am: 18.03.2014

### **CNP-300**

Chughtai, M.K., Pakistan's Experience in Operating CNP-300s and Near Term Deployment Scheme, IAEA Work Shop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment

Harper, M., et. al., International Perspective on Small and Medium Reactors, Vortrag, IAEA, Washington DC, 2013

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

Qian, L., et. al., Technology Development, Design and Safety Features of the CNP300 and A New Small PWR, Technical Meeting/Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment, Wien, 2011

Shentu, J., et. al., Current status and innovative improvement of small commercial reactor in China, Progress in Nuclear Energy, Vol. 53, 2011, pp. 842-845

### **ELENA**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refueling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007

The Ux Consulting Company, UxC, UxC SMR Profile ELENA, Website:  
[http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=ELENA](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=ELENA), Zugriff am: 12.05.2014

## **FBNR**

Alkan, M., et. al., Burnup extension of the Fixed Bed Nuclear Reactor using alternative fuels, Energy Conversion and Management, Vol. 72, 2013, pp. 45-50

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling, TECDOC 1536, Wien, 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Small Reactors without On-site Refueling: Neutronic Characteristics, Emergency Planning and Development Scenarios, TECDOC 1652, Wien, 2010

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data, Website:  
<https://aris.iaea.org/PDF/FBNR.pdf>, Zugriff am: 18.03.2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

Sahin, S., et. al., The fixed bed nuclear reactor concept, Energy Conversion & Management, Vol. 49, 2008, pp. 1902-1909

Sahin, S., et. al., Criticality and burn up evolutions of the Fixed Bed Nuclear Reactor with alternative fuels, Energy Conversion and Management, Vol. 51, 2010, pp. 1781-1787

Sefidvash, F., et. al., Water Cooled FBNR Nuclear Reactor, IAEA-CN-164-5S05, 2010

Sefidvash, F., FBNR Proposed Outline of New Website for Status Reports, Website:  
[http://www.sefidvash.net/fbnr/pdfs/IAEA\\_Database\\_FBNR.pdf](http://www.sefidvash.net/fbnr/pdfs/IAEA_Database_FBNR.pdf), Zugriff am: 18.03.2014

Tessaro, I., et. al., Thermohydraulics Calculations of FBNR, 2008

## **HOLTEC SMR-160**

Anton, S., SMR-160, An Unconditionally Safe Source of Pollution-Free Nuclear Energy for the Post-Fukushima Age, Präsentation, 17.07.2012

HOLTEC International, SMR 160, Holtec Technical Bulletin, Februar 2012

HOLTEC International, SMR 160, Holtec's Small Underground Nuclear Reactor, Broschüre, 2012

Singh, K., Design Features of SMR-160 that Ensure Safety under Severe Accidents & Cataclysmic Natural Phenomena, Präsentation, ASME 2014 Small Modular Reactors Symposium, 15. April 2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **IMR**

Dixit, A., et. al., Start-up transient test simulation with and without void-reactivity feedback for a two-phase natural circulation reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 265, 2013, pp. 1131-1147

Hibi, K., et. al., Integrated modular water reactor (IMR) design, Nuclear Engineering and Design, Vol. 230, 2004, pp. 253-266

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Design Features to Achieve Defence in Depth in Small and Medium Sized Reactors, Wien, 2009

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/IMR.pdf>, Zugriff am: 16.01.2014

## **IRIS**

Carelli, M., et. al., The design and safety features of the IRIS reactor, Nuclear Engineering and Design 230, pp. 151-167, 2004

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Design Features to Achieve Defence in Depth in Small and Medium Sized Reactors, Wien, 2009

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, September 2012

Petrovic, B., et. al., Pioneering role of IRIS in the resurgence of Small Modular Reactors, Nuclear Technology 178, pp. 126-152, Mai 2012

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **KLT-40S**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Design Features to Achieve Defence in Depth in Small and Medium Sized Reactors, Wien, 2009

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS KLT-40S Design Description, Wien, 2013

OKBM Afrikantov, KLT-40S Reactor Plant for the floating CNPP FPU, Präsentation 2011

OKBM Afrikantov, KLT-40S Reactor Plants for Small Nuclear Plants, Prospekt 2012

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **mPower**

Babcock & Wilcox, Generation mPower Snapshot, Flyer, 2013

Babcock & Wilcox, B&W mPower Reactor Design Information Subject to Public Release, US NRC, 15. November 2013

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien 2012

Lee, D., B&W mPower Program, Präsentation IAEA SMR Technology Workshop, Wien, Österreich, 6. Dezember 2011

Temple, R., B&W mPower Program, Präsentation, IAEA SMR Technical Meeting, Chengdu, China, 2. – 4. September 2013

World Nuclear Association, WNA , World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **MRX**

Ishida, T., et. al., Design of passively safe small reactor for distributed energy system and technology development, International Seminar, Small and Medium Sized Reactors: Status and Prospects, Proceedings, Kairo, 27.-31.Mai 2001, pp. 212-223

Kusunoki, T., et. al., Design of advanced integral-type marine reactor, MRX, Nuclear Engineering and Design, Vol. 201, 2000, pp. 155-175

World Nuclear Association, WNA , World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **NHR-200**

Dazhong, W., et. al., Technical design features and safety analysis of the 200MWt Nuclear Heating Reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 143, 1993, pp. 1-7

Dazhi, X., et. al., An Integral Design of NHR-200, Technical committee meeting on integral design concepts of advanced water cooled reactors, Obninsk, Russland, 9.-12. Oktober 1995, pp. 71-75

International Atomic Energy Agency, IAEA, Innovative small and medium sized reactors: Design features, safety approaches and R&D trends, TECDOC 1451, Wien, 2005

Wang, D., et. al., The 200 MW nuclear heating reactor and its possible application in seawater desalination, Desalination, Vol. 99, 1994, pp. 367-381

Weihua, L., et. al., Investigation on three seawater desalination processes coupled with NHR-200, Desalination, Vol. 289, 2012, pp. 93-98

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **NuScale**

Colbert, C., Overview of NuScale Design, Präsentation, Technical Meeting on Technology Assessment of SMRs for Near-Term Deployment, Chengdu, China, 2. – 4. September 2013

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Side Refueling, TECDOC 1536, Wien, 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/NuScale.pdf>, Zugriff am: 27. Februar 2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **RITM**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, Economics of Nuclear Desalination: New Developments and Site Specific Studies, TECDOC 1561, Wien, Januar 2007

OKBM Afrikantov, RITM-200 Reactor Plant for the new Generation Universal Icebreaker, Broschüre, 2013

The Ux Consulting Company, UxC SMR Design Profile RITM-200, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=RITM-200](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=RITM-200), Zugriff am: 11.06.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

World Nuclear Association, WNA, Nuclear Power in Russia, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-O-S/Russia--Nuclear-Power/>, Zugriff am: 03.06.2014

## **RUTA-70**

Cherepnin, Yu. S., et. al., Feasibility Study on Deployment of the First Unit of RUTA-70 Reactor in Obninsk: District Heating, Technological, and Medical Applications, 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, März 2006

Romenkov, A., et. al., Practical Application of the RUTA Safe Pool-type Nuclear Reactor to Demonstrate the Advantages of Atomic Energy Heating Use, International Symposium on the Peaceful Application of Nuclear Technology of the GCC Countries, Jeddah, 2008

The Ux Consulting Company, UxC, UxC SMR Profile RUTA-70, Website:  
[http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=RUTA-70](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=RUTA-70), Zugriff am: 13.05.2014

## **SCOR**

Chenaud, M.S., et. al., Steady State and Accident Analysis of SCOR (Simple Compact Reactor) with the CATHARE Code, Paper 404, 11<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11), Avignon, Frankreich, 2.-6. Oktober 2005

Gautier, G.-M., et. al., SCOR: an economic and innovative conceptual design of a medium-sized PWR, Proceedings of ICAPP'05, Soul, 15.-19. Mai 2005, Paper 5032

Gautier, G.-M., et. al., SCOR1000 : an economic and innovative conceptual design PWR, Proceedings of ICAPP'07, Nice, Frankreich, 13.-18. Mai 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Innovative small and medium sized reactors: Design features, safety approaches and R&D trends, TECDOC 1451, Wien, 2005

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, TECDOC 1624, Wien, 2009

International Atomic Energy Agency, IAEA, Design Features to Achieve Defence in Depth in Small and Medium Sized Reactors, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-2.2, Wien, 2009

## **SMART**

Chung, Y.-J., et. al., Thermal hydraulic analysis of SMART for heat removal transients by a secondary system, Nuclear Engineering and Design, Vol. 225, 2003, pp. 257-270

Chung, Y.-J., et. al., Development and assessment of system analysis code, TASS/SMR for integral reactor, SMART, Nuclear Engineering and Design, Vol. 244, 2012, pp. 52-60

Chung, Y.-J., et. al., Applicability of the TASS/SMR using drift flux model for SMART LOCA analysis, Nuclear Engineering and Design, Vol. 262, 2013, pp. 228-234

Chun, J.-H., et. al., Assessment and SMART application of system analysis design code TASS/SMR-S for SBLOCA, Nuclear Engineering and Design, Vol. 254, 2013, pp. 291-299

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status Report 77 - System Integrated Modular Advanced Reactor (SMART), Wien, 2011

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI, Assessment of the TASS/SMR Code using Basic Test Problems, 2006

Kim, H.-K., et. al., Thermal-hydraulic analysis of SMART steam generator tube rupture using TASS/SMR-S code, Annals of Nuclear Energy, Vol. 55, 2013, pp. 331-340

Lee, S. W., et. al., Development and steady state level experimental validation of TASS/SMR core heat transfer model for the integral reactor SMART, Annals of Nuclear Energy, Vol. 36, 2009, pp. 1039-1048

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

Yang, S. H., et. al., Experimental validation of the TASS/SMR code for an integral type pressurized reactor, Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, 2008, pp. 1903-1911

Yang, S. H., et. al., Experimental validation of the helical steam generator model in the TASS/SMR code, Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, 2008, pp. 49-59

## **TRIGA**

U.S. Department of Energy, DOE, Report to Congress on Small Modular Nuclear Reactors, Mai 2001

General Atomics, GA, TRIGA® Nuclear Reactors, Website: <http://www.ga.com/triga>, Zugriff am: 07.03.2014

Ignatiev, V., et. al., Studsvik Report, Advanced Nuclear Reactor Types and Technologies, Part I Reactors for Power Production, Studsvik ECO & Safety AB, 13.02.1995

Schleicher, R.W., TRIGA power system for power, water and heat in remote communities, Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, 1992, pp. 157-166

UxC SMR Research Center, UxC SMR Design Profile TPS, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=TPS](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=TPS), Zugriff am: 07.03.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **UNITHERM**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Side Refueling, TECDOC 1536, Wien, 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien 2012

The Ux Consulting Company, UxC, UXC SMR Design Profile UNITHERM, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=UNITERM](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=UNITERM), Zugriff am: 07.05.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **VBER-300**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, März 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refueling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status Report 66 – VBER-300 (VBER-300), Wien, 2011

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

OKBM Afrikantov, VBER-300 Regional Power Engineering Plants with VBER Reactor Plants, Broschüre, 2011

The Ux Consulting Company, UxC SMR Design Profile VBER-300, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=VBER-300](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=VBER-300), Zugriff am: 04.06.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

World Nuclear Association, WNA, Nuclear Power in Russia, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-O-S/Russia--Nuclear-Power/>, Zugriff am: 03.06.2014

## **VK-300**

Gabaraev, B. A., et. al., Nuclear Desalination Complex with VK-300 Boiling-Type Reactor Facility, World Nuclear Association Annual Symposium, London, 8.-10. September 2004

Gabaraev, B. A., et. al., Nuclear Co-Generation Desalination Complex with Simplified Boiling Water Reactor VK-300, IAEA-CN-164-5S07, 2010

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Innovative Small and Medium Sized Reactor Designs 2005, TECDOC 1485, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

Kuznetsov, Yu. N., et. al., Nuclear Plant with VK-300 Boiling Water Reactors for Power and District Heating Grids, 7<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering ICONE-7335, Tokio, Japan, 19.-23. April 1999

The Ux Consulting Company, UxC, UXC SMR Design Profile VKT-12, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=VKT-12](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=VKT-12), Zugriff am: 08.05.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **Westinghouse SMR**

Anness, M., Westinghouse SMR Product Development, Präsentation, IAEA Workshop, Wien, Österreich, Dezember 2011

Blinn, R., Westinghouse Small Modular Reactor Design and Application, Präsentation, Canadian Nuclear Society, 12. Juni 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien 2012

Liu, Z., et. al., Technology readiness assessment of Small Modular Reactor (SMR) designs, Progress in Nuclear Energy, Vol. 70, 2014, pp. 20-28

Nuclear Energy Insider, Westinghouse: Taking care of business, Website: <http://analysis.nuclearenergyinsider.com/small-modular-reactors/westinghouse-taking-care-business>, Zugriff am: 03.03.2014

Shulyak, N., Westinghouse Small Modular Reactor: Taking Proven Technology to the Next Level, Präsentation, IAEA INPRO Dialogue Forum, Wien, Österreich, Oktober 2011

Smith, M., et. al., Westinghouse Small Modular Reactor Passive Safety System Response to Postulated Events, Proceedings of ICAPP 12, pp. 1001-1006, Chicago, USA, 24-28 Juni 2012

Westinghouse, Westinghouse SMR Fact Sheet, 2011

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **WWER-300**

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data VVER-300, Website: [https://aris.iaea.org/PDF/VVER-300\(V-478\).pdf](https://aris.iaea.org/PDF/VVER-300(V-478).pdf), Zugriff am: 19. März 2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data VVER-640, Website: [https://aris.iaea.org/PDF/VVER-640\(V-407\).pdf](https://aris.iaea.org/PDF/VVER-640(V-407).pdf), Zugriff am: 20. März 2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien 2012

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **C.2 Schwerwassermoderierte Konzepte**

### **AHWR-300 LEU**

IAEA Advanced Reactor Information System, ARIS, Status Report 67 – Advanced Heavy Water Reactor (AHWR), Last Update: 10-12-2010

Bhabha Atomic Research Centre, AHWR300-LEU, Advanced Heavy Water Reactor with LEU-Th MOX Fuel, Website: [www.barc.gov.in/reactor/ahwr.html](http://www.barc.gov.in/reactor/ahwr.html), Updated: April 2014

Basak, A., et. al., Licensing and Safety Issues for Small- and Medium- sized Reactors (SMRs), INPRO Dialog Forum on Global Nuclear Energy Sustainability, 29 Juli – 2. August 2013, IAEA, Wien

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

INPRO Dialog Forum on Global Nuclear Energy Sustainability, Licensing and Safety Issues for Small- and Medium-sized Reactors (SMRs), 29 Juli - 2 August 2013, IAEA, Wien

Prasad, N., et. al., Study for the Use of LEU along with Thorium in Advanced Heavy Water Reactor (AHWR) to Enhance Proliferation Resistance Characteristics of Fuel, Paper Number IAEA-CN-184/207; 2010

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Updated: März 2014

### **PHWR-220**

IAEA Advanced Reactor Information System, ARIS, Status report 74 – Indian 220 MWe PHWR (IPHWR-220), Updated 04-04-2011

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

Jain, S.K., Nuclear Power in India - Past, Present and Future, 07. Dezember 2010

Muktibodh, U.C., Technology Development, Design & Safety Features of 220, 540 & 700 MWe PHWRs and their Operating Performance, Workshop on Technology Assessment of SMRs for Near Term Deployment, 5. – 9. Dezember 2011, IAEA, Wien,

Muktibodh, U.C., Design, Safety & Operability Performances of 220 MWe, 540 MWe & 700 MWe PHWRs in India, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, Wien, 4.-8. Juli 2011

World Nuclear Association, WNA, Small Nuclear Power Reactors, Updated March 2014, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>

### **C.3 Flüssigmetallgekühlte Konzepte**

#### **4S**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refueling, TECDOC-1536, Wien, 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Design Features to achieve Defense in Depth in Small and Medium Sized Reactors, Nuclear Energy Series No. NP-T-2.2, Wien, 2009

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, September 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/4S.pdf>, Zugriff am: 11. März 2014

United States Nuclear Regulatory Commission, NRC, Super-Safe, Small and Simple (4S), Website: <http://www.nrc.gov/reactors/advanced/4s.html>, Zugriff am: 11. März 2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

#### **ARC-100**

Advanced Reactor Concepts LLC, ARC LLC, ARC-100, A Sustainable, Cost-Effective Energy Solution for the 21<sup>st</sup> Century, ARC-100 Brochure, 2010

The Ux Consulting Company, UxC, UXC SMR Design Profile ARC-100, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=ARC-100](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=ARC-100), Zugriff am: 10.04.2014

Wade, D., et. al., ARC-100: A Sustainable, Modular Nuclear Plant for Emerging Markets, Paper 10079, Proceedings of ICAPP'10, San Diego, USA, 13.-17. Juni 2010

Wade, D., et. al., ARC-100: A MODULAR NUCLEAR PLANT FOR EMERGING MARKETS: Safety Strategy, PHYTRA 2 – The Second International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications, Fez, Marokko, 26.-28. September 2011

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **BREST-OD-300**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Fast Reactor Research and Technology Development, TECDOC 1691, Wien, 2012

Khalil, H., et. al., Preliminary Assessment of the BREST Reactor Design and Fuel Cycle Concept, Argonne National Laboratory, Illinois, Mai 2000

Orlow, V.V., et. al., Experimental and Calculation Investigations of neutron-physical Characteristics of BREST-OD-300 Reactor, 11<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, 20.-23. April 2003, Tokio

Trallero, A. M., C-14 Production in Lead Cooled Reactors, Master Thesis, Aalto University, 16. August 2011

The Ux Consulting Company, UxC SMR Design Profile BREST-OD-300, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=BREST-OD-300](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=BREST-OD-300), 04.10.2012, Letzter Zugriff am: 25.03.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **CEFR**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, September 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Fast Reactor Research and Technology Development, TECDOC-1691, Wien, 2012

Manman, C., et. al., Transient simulation code development of primary coolant system of Chinese Experimental Fast Reactor, Annals of Nuclear Energy, Vol. 53, 2013, pp. 158-169

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association China's Fuel Cycle, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-A-F/China--Nuclear-Fuel-Cycle/>, Zugriff am: 10. März 2014

## **EHNS**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007

The Ux Consulting Company, UxC, UXC SMR Design Profile EHRS, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=ENHS](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=ENHS), Zugriff am: 02.04.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **GEN4 Hyperion**

Deal, J., The Future Role of Nuclear Power: Advances in Small Scale Nuclear, Präsentation, 20. Oktober 2010

Gen4 Energy, Website: <http://www.gen4energy.com/>, Zugriff am: 06.05.2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, September 2012

Nuclear Engineering International, Hyperion launches U2N3-fueled, Pb-Bi-cooled fast reactor, Website: <http://www.neimagazine.com/news/newshyperion-launches-u2n3-fuelled-pb-bi-cooled-fast-reactor>, Zugriff am: 06.05.2014

The Ux Consulting Company, UxC, UXC SMR Design Profile G4M, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=G4M%20\(HPM\)](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=G4M%20(HPM)), Zugriff am: 06.05.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **LSPR**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007

The Ux Consulting Company, UxC, UXC SMR Design Profile LSPR, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=LSPR](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=LSPR), Zugriff am: 07.04.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **PEACER**

Hwang, I.S., et. al., Development of Transportable Capsule Version of PEACER Design, Proceedings of ICAPP'08, Paper 8311, 8.-12. Juni 2008, Anaheim, USA

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, März 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Fast Reactor Research and Technology Development, TECDOC 1691, Wien, 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, PEACER, ARIS Technical Data, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/PEACER.pdf>, Zugriff am: 12.05.2014

Nam, W.C. et. al., Fuel Design study and optimization for PEACER development, Nuclear Engineering and Design, Vol. 237, 2007, pp. 316-324

Nuclear Transmutation Energy Research Center of Korea, NUTRECK, PEACER Broschüre, Website: <http://peacer.org/new/brochure.pdf>, Zugriff am: 12.05.2014

Nuclear Transmutation Energy Research Center of Korea, NUTRECK, PEACER, Website: [http://peacer.org/new/peacer\\_new.php](http://peacer.org/new/peacer_new.php), Zugriff am: 12.05.2014

The Ux Consulting Company, UxC, UxC SMR Design Profile PEACER, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=PEACER](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=PEACER), Zugriff am: 09.05.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

## **PFBR-500**

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

Chetal, S.C., et. al., The design of the Prototype Fast Breeder Reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 236, 2006, pp. 852-860

Prakash, V., et. al., Experimental qualification of subassembly design for Prototype Fast Breeder Reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, 2011, pp. 3325-3332

Choudhry, N., et. al., 3D core burnup studies in 500 MWe Indian prototype fast breeder reactor to attain enhanced core burnup, Nuclear Engineering and Design, Vol. 255, 2013, pp. 359-367

The Hindu, India's Prototype Fast Breeder Reactor at advanced stage of completion, Website: <http://www.thehindu.com/sci-tech/indias-prototype-fast-breeder-reactor-at-advanced-stage-of-completion/article4866863.ece>, Vom 1. Juli 2013, Zugriff am: 29.04.2014

## **PRISM**

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/PRISM.pdf>, Zugriff am: 13. März 2014

GE Hitachi, PRISM Technology Update, 2009

Triplett, B., et. al., Nuclear Technology, Vol. 178, 2012, pp. 186-200

World Nuclear News, WNN, Credible options for UK plutonium disposal, Website: <http://www.world-nuclear-news.org/WR-Credible-options-for-UK-plutonium-disposal-2101144.html>, 21. Januar 2014, Letzter Zugriff am: 13.03.2014

United States Department of Nuclear Regulatory Commission, Power Reactor Innovative Small Module (PRISM), Website: <http://www.nrc.gov/reactors/advanced/prism.html>, 12. April 2013, Letzter Zugriff am: 13.03.2014

## **RAPID**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007

Java-based Nuclear Data Information System, Janis 4, NEA, Nuclear Energy Agency, Website: <http://www.oecd-nea.org/janis/>, Janis Version 4.0.2, build 5.4.649, 19. März 2014

Kambe, M., et. al., RAPID-L and RAPID Operator Free Fast Reactor Concepts Without Any Control Rods, GENES4/ANP2003, Kyoto, 15.-19. September 2003

Kambe, M., et. al., RAPID Reactor, Dokument auf Website: <http://nuclearplantjournal.com/uploads/RAPID.pdf>, Nuclear Plant Journal, 2011

Karlsruher Nuklidkarte, Nucleonica GmbH 2012, 8. Auflage

The Ux Consulting Company, UxC, UXC SMR Design Profile RAPID, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=RAPID](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=RAPID), Zugriff am: 08.04.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **SSTAR, STAR-LM, STAR-H2**

Hackett, M.J., et. al., HT9 Development for the Traveling Wave Reactor, Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 106, 24.-28. Juni 2012, pp. 1133-1135

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refueling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Fast Reactor Research and Technology Development, TECDOC 1691, Wien, 2012

Karlsruher Nuklidkarte, Nucleonica GmbH 2012, 8. Auflage

Sienicki, J., et. al., Status Report on the Small Secure Transportable Autonomous Reactor (SSTAR)/Lead-Cooled Fast Reactor and Supporting Research and Development, Lawrence Livermore National Laboratory, 29. September 2006

The Ux Consulting Group, UXC, UXC SMR Design Profile STAR (14. August 2012), Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=STAR](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=STAR), Zugriff am: 31.03.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

### **SVBR-100/10**

Antysheva, T., SVBR-100: New Generation Power Plants for Small and Medium Sized Power Applications, Vortrag Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, Wien, 04. – 08. Juli 2011

Gidropress, LEAD-BISMUTH COOLED REACTOR PLANTS FOR NUCLEAR SUBMARINES, Website: <http://www.gidropress.podolsk.ru/en/projects/nuclear-submarines.php>, Zugriff am: 26.03.2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, Innovative small and medium sized reactors: Design features, safety approaches and R&D trends, TECDOC 1451, Wien, Mai 2005

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling, TECDOC 1536, Wien, Januar 2007

International Atomic Energy Agency, IAEA, Small Reactors without On-site Refueling: Neutronic Characteristics, Emergency Planning and Development Scenarios, TECDOC 1652, Wien, 2010

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Fast Reactor Research and Technology Development, TECDOC 1691, Wien, 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/SVBR-100.pdf>, Zugriff am: 26. März 2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

Zrodnikov, A.V., et. al., SVBR-100 module-type fast reactor of the IV generation for regional power industry, Journal of Nuclear Materials, Vol. 415, 2011, pp. 237-244

## **TWR**

Ahlfeld, Ch., et. al., Conceptual Design of a 500 MWe Traveling Wave Demonstration Reactor Plant, Proceedings of ICAPP 2011, 2.-5. Mai 2011, Paper 11199

TerraPower, TerraPower and the Traveling Wave Reactor, IANS Meeting, Idaho Falls, 21. März 2013, Präsentation

TerraPower, TerraPower's Prototype Reactor, Website: <http://terrapower.com/pages/twr-p>, Zugriff am: 02.05.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

Zheng, M., et. al., Study of traveling wave reactor (TWR) and CANDLE strategy: A review work, Progress in Nuclear Energy, Vol. 71, 2014, pp. 195-205

## **C.4 Gasgekühlte Konzepte**

### **Adams Engine**

Company formerly known as Adams Atomic Engines; [www.atomicengines.com](http://www.atomicengines.com), Zugriff März 2014

Linked in 2014; [www.linkedin.com/in/atOMICrod](http://www.linkedin.com/in/atOMICrod), Zugriff 17. Februar 2014

United States Patent, Control for a closed cycle gas turbine system, Patent Nummer: 5.309.492, Entwickler: Rodney M. Adams, 03.05.1994, [http://worldwide.espacenet.com/publicationDetails/biblio?FT=D&date=19940503&DB=&locale=en\\_EP&CC=US&NR=5309492A&KC=A&ND=2](http://worldwide.espacenet.com/publicationDetails/biblio?FT=D&date=19940503&DB=&locale=en_EP&CC=US&NR=5309492A&KC=A&ND=2), Zugriff am: 03.11.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 15. Februar 2014

### **ANTARES/SC-HTR**

INFORMATION KIT AREVA HTGR, High Temperature Gas-cooled Reactor, March 2014

ANTARES: The AREVA HTR-VHTR Design, AREVA-Broschüre, 2012

NGNP Industry Alliance and HTGR Deployment, Dr. Finis Southworth, Chief Technology Officer, Presented to Community Advisory Council, Small Nuclear Power Reactors, May 3, 2012

L. J. Lommers, et. al.. AREVA Inc., Lynchburg, USA; , AREVA HTR Concept for Near-Term Deployment, Proceedings of HTR 2010, Prague, Czech Republic, October 18-20, 2010, Paper 132

Nuclear Street News, NGNP Awarded DOE Contract for High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) Technologies Analysis and Studies, Wed, Jan 30 2013

World Nuclear Association, WNA - Small Modular Reactors, Update 03-2014: Antares – Areva SC-HTGR, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff April 2014

World Nuclear News, WNN, Areva modular reactor selected for NGNP development, 15 February 2012

World Nuclear News, WNN, Triso fuel triumphs at extreme temperatures, 26. September 2013, ISSN 2040-5766

## **EM2**

Schleicher, R.D., et. al., Design and Development of EM<sup>2</sup>, Proceedings of the ASME 2014 Small Modular Reactors Symposium SMR, 15.-17. April 2014, Washington DC, USA; SMR2014,3334

Choi, H., et. al., A Compact Gas-Cooled Fast Reactor with an Ultra-Long Fuel Cycle, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2013, , Article ID 618707

General Atomics, Technical Fact Sheet EM<sup>2</sup>, 2011

General Atomics, Website: [www.ga.com/energy-multiplier-module](http://www.ga.com/energy-multiplier-module), Zugriff am: Mai 2014

General Atomics, Quick Fact Sheet, Energy Multiplier Module: EM<sup>2</sup>, [http://www.ga.com/websites/ga/docs/em2/pdf/FactSheet\\_QuickFactsEM2.pdf](http://www.ga.com/websites/ga/docs/em2/pdf/FactSheet_QuickFactsEM2.pdf), Zugriff am: Mai 2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of small and medium sized reactor designs; a supplement to the IAEA advanced reactors information system (ARIS), 2012

Shikha Prasad, Ph.D., Technical and Nonproliferation Analysis of Advanced Small Modular Reactors; Carnegie Mellon University, 2013

World Nuclear Association, WNA, Small Modular Power Reactors, Update 12-2013, EM<sup>2</sup>, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: März 2014

## **GTHTR**

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, 2006

JAEA: Status report 101 – Gas Turbine High Temperature Reactor, 21.07.2011

JAEA Homepage, <https://www.jaea.go.jp>, Zugriff am: März 2014

UXC SMR Design Profile, GTHTR, Website:

[http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=GTHTR](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=GTHTR), Zugriff am: März 2014

World Nuclear Association, WNA, Small Nuclear Power Reactors; Updated December 2013, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: März 2014

## **GT-MHR**

Blandford, E., et. al., Preliminary Safety Analysis Report for the General Atomics Gas-Turbine Modular Helium Reactor, NE 167/267 Final Report, 14. Mai 2007

Baxi, C.B., Evolution of the Power Conversion Unit Design of the GT-MHR, GA–A25381, April 2006

Fomichenko, P. A., et. al., GT-MHR Project High Temperature Reactor Neutronic Issues and Ways to Resolve Them, TM-NPTD 05. - 07. August 2013, IAEA

Fomichenko, P. A., Status of HTGR Technologies in the Russian Federation, Problems of HTGR Implementation in Industrial Technologies, 23rd Meeting of the IAEA Technical Working Group on Gas Cooled Reactors (TWG-GCR-23), 5. - 7. März 2013, VIC, Wien

Gas Turbine-Modular Helium Reactor (GT-MHR), Conceptual Design Description Report, General Atomics, 910720 revision 1; Juli 1996

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC-1485, MARCH 2006

Kiryushin, A., et. al., GT-MHR PROJECT, OKB Mechanical Engineering15, Burnakovsky proezd, 603074 Nizhny Novgorod, Russian Federation

La Bar, M. P., et. al., Nuclear Energy Materials and Reactors - Vol. II - The Gas Turbine Modular Reactor, General Atomics, San Diego, California, USA

World Nuclear Association, WNA, Small Nuclear Power Reactors: Updated December 2013, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff März 2014

## **HTR-PM**

Dong, Y., IAEA Course on High Temperature Gas Cooled Reactor Technology, Beijing, China, Oktober 2012

Maio F., et. al., Passive System Accident Scenario Analysis by Simulation, PSA 2011, USA 2011

Forschungszentrum Jülich, Website: [www.fz-juelich.de](http://www.fz-juelich.de) → über uns → Fragen und Antworten zum AVR, Zugriff April 2014

Hochtemperatur-Kernkraftwerks GmbH, Website: <http://www.thtr.de>, Zugriff April 2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

Sun, Y., HTR Development Status in China, IAEA TWG-GCR Meeting, VIC, Vienna, 5. - 7. März 2013

UXC SMR Design Profile HTR-PM, Website: [www.uxc.com/SMR](http://www.uxc.com/SMR); 20. Sept. 2013,  
Zugriff April 2014

World Nuclear Association, WNA; Small Modular Power Reactors, HTR-PM; Last Updated March 2014; Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff April 2014

## **PBMR**

Benet, K., Energy Research Centre, University of Cape Town, The Pebble Bed Modular Reactor – Some Comments about International Collaboration; 2008

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, TECDOC 1485, Wien, 2006

International Atomic Energy Agency, IAEA, Design Features to Achieve Defence in Depth in Small and Medium Sized Reactors, Wien, 2009

International Atomic Energy Agency, IAEA, Statusreport 70 – Pebble Bed Modular Reactor (PBMR),, 10. August 2011

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

NGNP Industry Alliance, Members, Website:

<http://www.ngnpalliance.org/index.php/members/description/westinghouse>

## **PBMR LTD.**, PBMR Chronology 2013

Quentin Cole VP-Finance, Gas Turbine High Temperature Gas (Helium) Reactor Using Pebble Bed Fuel Derived from Spent Fuel, IAEA INPRO I3-TM-4471 Technical Meeting on Development of “Deep-burn” Concepts using High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR) coated Particle Fuel for Incineration of Nuclear Waste, Surplus Fissile Materials and Plutonium without Recourse to Multiple Processing

Reitsma, F., The Pebble Bed Modular Reactor Design and Technology Features, Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, IAEA Interregional Workshop, 4. – 8. Juli 2011

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Updated March 2014, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>

### **SC-GFR**

Encyclopaedia Britannica; Nuclear Reactor (device), Advanced Gas-Cooled Reactor, <http://www.britannica.com/EBchecked/topic/421763/nuclear-reactor/45780/Liquid-metal-reactors#ref155202>, Zugriff am: 05. Juni 2014

Open Knowledge Wiki, General Design and Principles of the Advanced Gas-Cooled Reaktor (AGR);, Website: [www.nucleus.iaea.org](http://www.nucleus.iaea.org), Zugriff am: 05. Juni 2014

Edward J. Parma et. al.; Supercritical CO<sub>2</sub> Direct Cycle Gas Fast Reactor (SC-GFR) Concept; Sandia Report SAND2011-2525, May 2011

Sandia National Laboratory About Sandia: History, [www.sandia.gov/about/history/index.html](http://www.sandia.gov/about/history/index.html), Zugriff am: 05. Juni 2014

World Nuclear Association, WNA, Small Nuclear Power Reactors Updated March 2014, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: Mai 2014

### **U-Battery**

Min Ding et. al., TU Delft - Design of a U-Battery - PNR-131-2011-014, Delft, November 2011

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, IAEA-TECDOC-1485, März 2006

World Nuclear Association, WNA, Small Nuclear Power Reactors, Updated March 2014, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: April 2014

## **C.5 Salzsammelkonzepte**

### **FUJI**

Mark Halper, A plan to turn Japan's nuclear past into its future with molten salt reactors; Alvin Weinberg Foundation, *March 22nd, 2013*

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small Reactor Designs without On-site Refuelling, IAEA-TECDOC 1536, Januar 2007

IThEO Pressekonferenz zu IThEMS, KEIDANREN, 20.JULI 2010

Koshi Mitachi et. al., Toyohashi University of Technology, Toyohashi, Japan; , Self-sustaining Core Design for 200 MWe Molten-Salt Reactor with Thorium-Uranium Fuel :FUJI-U3-(0); TU2007 (International Workshop on Thorium Utilization for Sustainable Development of Nuclear Energy), 4. – 6. Dezember 2007, Tsinghua University, Beijing, China

MSR-FUJI General Information, Technical Features, and Operating Characteristics; UXC Online Library:  
[http://www.uxc.com/smr/Library%5CDesign%20Specific/Fuji%20MSR/Papers/MSR\\_FUJI%20General%20Information,%20Technical%20Features,%20and%20Operating%20Characteristics.pdf](http://www.uxc.com/smr/Library%5CDesign%20Specific/Fuji%20MSR/Papers/MSR_FUJI%20General%20Information,%20Technical%20Features,%20and%20Operating%20Characteristics.pdf), Zugriff am: Mai 2014

World Nuclear Association, WNA, Small Nuclear Power Reactors; Updated March 2014, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: April 2014

Ritsuo Yoshioka et. al., Guidelines for MSR Accident Analysis, International Thorium Molten-Salt Forum, 29. Oktober 2012, <http://msr21.fc2web.com/English.htm> , Zugriff am: April 2014

### **PB-AHTR**

Forsberg, C. W., et. al., The Advanced High Temperature Reactor (AHTR) for Producing Hydrogen to Manufacture Liquid Fuels, Oak Ridge National Laboratory; September 2004

De Guire, E., From new fuels to waste disposal, next-gen nuclear reactors depend on advanced ceramics, 16. August 2013, Website: <http://ceramics.org/ceramic-tech-today/nuclear-2/from-new-fuels-to-waste-disposal-next-gen-nuclear-reactors-depend-on-advanced-ceramics>, Zugriff am: 07.11.2014

ORNL, History Time Line 1939-2003; [http://web.ornl.gov/info/ornlreview/v36\\_1\\_03/timeline/index.html](http://web.ornl.gov/info/ornlreview/v36_1_03/timeline/index.html), Zugriff am: April 2014

Peterson P. F., Modular Pebble-Bed AHTR Design Review, Department of Nuclear Engineering University of California, Berkeley; Design Status Update, 7. Oktober 2009

Scarlat, R., et. al., The Pebble-Bed Advanced High Temperature Reactor (PB-AHTR), a Fluoride Salt Cooled High Temperature Reactor (FHR), Department of Nuclear Engineering University of California, Berkeley; TEA Conference, Washington, DC, 12. Mai 2011

University of California Berkley, PB-AHTR Technology, <http://pb-ahtr.nuc.berkeley.edu/technology.html>; Mai 2014

World Nuclear Association, WNA, Small Nuclear Power Reactors, Updated March 2014; <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am April 2014

## **SmAHTR**

ORNL History Time Line 1939-2003, [http://web.ornl.gov/info/ornlreview/v36\\_1\\_03/timeline/index.html](http://web.ornl.gov/info/ornlreview/v36_1_03/timeline/index.html), Zugriff April 2014

S. R. Greene et. al., Pre-Conceptual Design of a Fluoride-Salt-Cooled Small Modular Advanced High Temperature Reactor (SmAHTR); ORNL/TM-2010/199, Dezember 2010

World Nuclear Association, WNA, Small Nuclear Power Reactors, Updated March 2014, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: April 2014

## **TMSR**

Hongjie, X., et. al., Thorium energy R&D in China, THO13, 28. Oktober 2013, Cern

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, 2012

Homepage des Shanghai Institute of Applied Physics, <http://english.sinap.cas.cn>,  
Zugriff am: Mai 2014

Sorensen, K., The Energy From Thorium Foundation: China Initiates Thorium MSR Project, 30. Januar 2011

World Nuclear Association, WNA, China's Nuclear Fuel Cycle, Website:  
<http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-A-F/China--Nuclear-Fuel-Cycle/>,  
Zugriff am: Mai 2014

### **C.6 Konzepte mit wenig frei verfügbaren Informationen**

Armand, Y., SMRs Assessment & Near Term Deployment, Präsentation, IAEA Technical Meeting, September 2013

Direction des Constructions Navales, DCNS, Flexblue: a Subsea Reactor Project Considerations for its licensing, Präsentation, Juli 2013

Haratyk, G., Flexblue: A Subsea and Transportable Small Modular Power Plant, Proceedings of ICAPP 2014, Paper 14331, Charlotte, USA, 6.-9. April 2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, Optimization of the coupling of nuclear reactors and desalination systems, Wien, Juni 2005

International Atomic Energy Agency, IAEA, Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, Wien, September 2012

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data ALFRED, Website:  
<https://aris.iaea.org/PDF/ALFRED.pdf>, Zugriff am: 18.09.2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data ASTRID, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/ASTRID.pdf>, Zugriff am: 18.09.2014

International Atomic Energy Agency, IAEA, ARIS Technical Data MHYRRA, Website: <https://aris.iaea.org/PDF/MHYRRA.pdf>, Zugriff am: 18.09.2014

Stepanov, V.S., et. al., The ANGSTREM Project: Present Status and Development Activities, Link:

[http://www.uxc.com/smr/Library/Design%20Specific/ANGSTREM/Papers/1998 %20-%20The%20ANGSTREM%20Project%20-%20Present%20Status%20and%20Development%20Activities.pdf](http://www.uxc.com/smr/Library/Design%20Specific/ANGSTREM/Papers/1998%20-%20The%20ANGSTREM%20Project%20-%20Present%20Status%20and%20Development%20Activities.pdf), Zugriff am: 19.05.2014

The Ux Consulting Company, UxC, UxC SMR Profile NP-300, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=NP-300](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=NP-300), Zugriff am: 16.05.2014

The Ux Consulting Company, UxC, UxC SMR Profile NIKA-70, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=NIKA-70](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=NIKA-70), Zugriff am: 16.05.2014

The Ux Consulting Company, UxC, UxC SMR Profile ANGSTREM, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=ANGSTREM](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=ANGSTREM), Zugriff am: 19.05.2014

The Ux Consulting Company, UxC, UxC SMR Profile RADIX, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=RADIX](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=RADIX), Zugriff am: 16.05.2014

The Ux Consulting Company, UxC, UxC SMR Profile Flexblue, Website: [http://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=Flexblue](http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=Flexblue), Zugriff am: 21.05.2014

World Nuclear Association, WNA, World Nuclear Association Small Nuclear Power Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/>, Zugriff am: 30. Januar 2014

World Nuclear Association, WNA, Fast Neutron Reactors, Website: <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Fast-Neutron-Reactors/>, Zugriff am: 18.09.2014

Zheng, M., Small Reactors R&D in China, Meeting of TWG-LWR, 18. - 20. Juni 2013,  
IAEA Wien, Präsentation

**Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum

**85748 Garching b. München**

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

**10719 Berlin**

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

**38122 Braunschweig**

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)

**ISBN 978-3-944161-57-0**