Bundesamt
für die Sicherheit
der nuklearen Entsorgung

BASE - FORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung einer Anwendung von SMR-Konzepten (Small Modular Reactors)

Vorhaben 4720F50500

Auftragnehmer:
Öko-Institut e.V., Darmstadt
TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)
Physikerbüro Bremen

Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert
Christian Küppers
Prof. Dr. Christian von Hirschhausen
Dr. Ben Wealer
Björn Steigerwald
Richard Donderer

Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung einer Anwendung von SMR-Konzepten (Small Modular Reactors)

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autoren. Das BASE übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden. Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der des BASE übereinstimmen.

BASE-001/21

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2021030826028

Berlin, März 2021

Impressum

Bundesamt
für die Sicherheit
der nuklearen Entsorgung
(BASE)

Wegelystraße 8
10623 Berlin

BASE - FORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Auftragnehmer:
Öko-Institut e.V. , Darmstadt
TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)
Physikerbüro Bremen

Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert
Christian Küppers
Prof. Dr. Christian von Hirschhausen
Dr. Ben Wealer
Björn Steigerwald
Richard Donderer

030 18432-0
www.base.bund.de

Stand: März 2021

www.oeko.de

Öko-Institut e.V.
Institut für angewandte Ökologie
Institute for Applied Ecology

Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung einer Anwendung von SMR-Konzepten (Small Modular Reactors)

Wissenschaftliches Gutachten im Auftrag des Bundesamtes für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE)

Darmstadt,
März 2021

Autorinnen und Autoren

Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert
Christian Küppers
Öko-Institut e.V.

Dr. Ben Wealer
Björn Steigerwald
Prof. Dr. Christian von Hirschhausen
TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)

Richard Donderer
Physikerbüro Bremen

Kontakt
info@oeko.de
www.oeko.de

Geschäftsstelle Freiburg
Postfach 17 71
79017 Freiburg

Hausadresse
Merzhauser Straße 173
79100 Freiburg
Telefon +49 761 45295-0

Büro Berlin
Borkumstraße 2
13189 Berlin
Telefon +49 30 405085-0

Büro Darmstadt
Rheinstraße 95
64295 Darmstadt
Telefon +49 6151 8191-0

Partner

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis 8

Tabellenverzeichnis 9

Abkürzungsverzeichnis 11

Zusammenfassung 16

Summary 24

1 Einleitung 31

2 Übersicht über SMR-Konzepte 33

2.1 Knappe Historie der Entwicklung von Reaktoren mit geringer Leistung 33

2.2 Zur Begriffsbestimmung von SMR 34

2.2.1 Unterschiedliche Begriffsansätze 35

2.2.2 Arbeitsdefinition für dieses Gutachten 38

2.3 Wesentliche SMR-Typen 39

2.3.1 Wassergekühlte SMR-Konzepte 41

2.3.2 Sonstige (nicht-wassergekühlte) SMR-Konzepte 42

2.3.2.1 Hochtemperaturreaktor-Konzepte 42

2.3.2.2 SMR-Konzepte mit schnellem Neutronenspektrum 43

2.3.2.3 Salzschmelzereaktor-Konzepte 44

2.3.2.4 Mikroreaktoren 45

2.4 Fazit 46

3 Analyse der Einsatzbereiche von SMR-Konzepten und institutionelle Rahmenbedingungen 48

3.1 Staaten mit SMR-Aktivitäten 48

3.1.1 Überblick 48

3.1.2 Diskussion möglicher Motivlagen 50

3.1.2.1 Militärische und geopolitische Motivlagen 50

3.1.2.2 Grundlagenforschung 51

3.1.2.3 Wirtschaftliche Motivlagen 51

3.1.3 Einordnung spezifischer SMR – Aktivitäten 52

3.1.3.1 Aktive Länder 53

3.1.3.2 Passive Länder 56

3.2 Einsatzbereiche und energiewirtschaftliche Einordnung 59

3.2.1	Trends auf internationalen Energiemärkten	59
3.2.2	Spezifische Einsatzgebiete	61
3.2.2.1	Fernwärme	61
3.2.2.2	Meerwasserentsalzung	61
3.2.2.3	Prozesswärme	62
3.2.2.4	Versorgung autarker Regionen	62
3.2.2.5	Schiffsantriebe (insb. U-Boot)	63
3.2.2.6	Militärische Verwendung von Mikroreaktoren	63
3.3	**Modularität und produktionswirtschaftliche Einordnung**	**63**
3.3.1	Systemgutbetrachtung von SMR-Konzepten	64
3.3.1.1	Front-end	64
3.3.1.2	Rückbau und Back-end	65
3.3.2	Modularität und Produktionskosten	65
3.3.2.1	Überblick	65
3.3.2.2	Produktionskosten und Modularität	68
3.3.2.3	Kostenschätzungen und Bauzeiten für laufende SMR-Projekte	72
3.4	**Institutionelle Rahmenbedingungen und Organisationsmodelle für Produktion und Finanzierung**	**74**
3.4.1	Institutionelle Optionen für den Bau von Kernkraftwerken und SMR	74
3.4.1.1	Produktionsmodelle für (große) Kernkraftwerke	74
3.4.1.2	Unterschiedliche Innovationsphasen….	75
3.4.1.3	…legen nahe: Fokus auf Wassergekühlte SMRs	75
3.4.2	Institutionelle Rahmenbedingungen der Finanzierung und ausgewählte Beispiele	77
3.4.2.1	Bereitstellung und Finanzierung	77
3.4.3	Ausgewählte Organisationsmodelle und Industriestruktur	79
3.4.3.1	Vereinigte Staaten von Amerika	79
3.4.3.2	Kanada	85
3.4.3.3	Vereinigtes Königreich	87
3.4.3.4	Russland	88
3.4.3.5	Akteursübersicht (Industriestruktur)	89
3.5	**Fazit**	**91**
4	**Regulatorische Anforderungen**	**93**
4.1	**Internationale und ausgewählte nationale Regelwerksdiskussionen**	**93**
4.1.1	Das Übereinkommen über Nukleare Sicherheit	94

4.1.2	IAEA	95
4.1.3	WENRA	98
4.1.4	USA	99
4.1.5	Finnland	103
4.1.6	Haftung	105
4.2	**Genehmigungs- und Typprüfungen**	**106**
4.2.1	USA	107
4.2.1.1	Leichtwasser-Reaktorkonzepte	107
4.2.1.2	Nicht-Leichtwasser-Reaktorkonzepte	111
4.2.2	Kanada	115
4.2.2.1	Leichtwasser-Reaktorkonzepte	116
4.2.2.2	Nicht-wassergekühlte Reaktorkonzepte	117
4.2.3	Argentinien	120
4.2.4	China	120
4.2.5	Indien	120
4.2.6	Japan	121
4.2.7	Russland	121
4.2.8	Republik Korea (Südkorea)	121
4.2.9	Vereinigtes Königreich	121
4.3	**Fazit**	**122**
5	**Sicherheitseigenschaften von SMR-Konzepten**	**126**
5.1	**Bewertungsgrundlagen für die weitere Untersuchung**	**126**
5.2	**Allgemeine Sicherheitseigenschaften**	**129**
5.2.1	Fazit	133
5.3	**Zentrale Sicherheitsfunktionen**	**133**
5.3.1	Einschluss der radioaktiven Stoffe, Containment	133
5.3.1.1	Fazit	138
5.3.2	Kontrolle der Reaktivität	138
5.3.2.1	Fazit	142
5.3.3	Kühlung der Brennelemente	143
5.3.3.1	Fazit	147
5.4	**Ereignis- und Störfallspektrum**	**147**
5.4.1	Interne Ereignisse	147
5.4.2	Einwirkungen von außen	153

5.4.3	Fazit	156
5.5	**Notfallschutz und Planungsgebiete**	**158**
5.5.1	Anlageninterne Notfallmaßnahmen	158
5.5.2	Anlagenexterne Notfallmaßnahmen und Zweck der Planungsgebiete für solche Maßnahmen	160
5.5.3	Diskussionsstand zu Planungsgebieten bei SMR	161
5.5.4	Fazit	164
5.6	**Non-Proliferationsaspekte**	**164**
5.6.1	Grundlagen der nuklearen Nichtverbreitung (Non-Proliferation)	164
5.6.2	Proliferation und heutige LWR-Technologie	166
5.6.3	SMR-Spezifika bezüglich Proliferation	167
5.6.3.1	Mobilität, Einsatzgebiete und Stückzahlen	167
5.6.3.2	Modularität und Kompaktheit	168
5.6.3.3	SMR mit schnellem Neutronenspektrum	169
5.6.3.4	Brennstoff	170
5.6.3.5	Lifecycle Cores und Transport	171
5.6.4	Fazit	171
6	**Anhänge**	**172**
6.1	**Tabellarische Übersicht zu SMR-Konzepten**	**172**
6.2	**Kurzdarstellung ausgewählter SMR-Konzepte**	**190**
6.2.1	Wassergekühlte Reaktoren	194
6.2.1.1	BWRX-300 (Boiling Water Reactor X-300)	194
6.2.1.2	CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares)	199
6.2.1.3	Elk River	203
6.2.1.4	mPower	204
6.2.1.5	NuScale	208
6.2.1.6	PHWR-220	212
6.2.1.7	SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)	215
6.2.1.8	SMR-160	219
6.2.1.9	Westinghouse SMR	223
6.2.2	Wassergekühlte Reaktoren (seegestützt)	227
6.2.2.1	ACPR50S	227
6.2.2.2	KLT-40S	231
6.2.2.3	RITM-200M	235

6.2.2.4 S2W (Submarin Plattform Second Generation Westinghouse) 239
6.2.3 Hochtemperaturreaktoren 240
6.2.3.1 HTR-PM (High Temperature GCR - Pebble-Bed Module) 240
6.2.3.2 PBMR-400 244
6.2.3.3 Peach Bottom 248
6.2.3.4 THTR (Thorium-Hochtemperaturreaktor) 250
6.2.3.5 Xe-100 252
6.2.4 Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum 256
6.2.4.1 4S (Super-Safe, Small and Simple Reactor) 256
6.2.4.2 ARC-100 260
6.2.4.3 BREST-OD-300 264
6.2.4.4 CEFR 268
6.2.4.5 EM^2 271
6.2.4.6 PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) 275
6.2.5 Salzschmelzereaktroren 279
6.2.5.1 IMSR (Integral Molten Salt Reactor) 279
6.2.5.2 MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) 283
6.2.5.3 SSR-W300 (Stable Salt Reactor – Wasteburner) 285
6.2.6 Mikroreaktoren 289
6.2.6.1 Aurora Powerhouse 289
6.2.6.2 eVinci 293
6.2.6.3 MMR 297
6.2.6.4 U-Battery 301

Literaturverzeichnis 305

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1: Stromgestehungskosten verschiedener Erzeugungstechnologien (2009-2020). 61

Abbildung 2: Das Systemgut Kernkraftwerk 64

Abbildung 3: Steigerung der spezifischen Baukosten bei der Entwicklung von „mittelgroßen“ zu „großen“ Kernkraftwerken in Frankreich und den USA 68

Abbildung 4 Produktionskosten von SMR und qualitative Trends. 69

Abbildung 5: Größeneffekte beim Kernkraftwerksbau (Baukosten). 70

Abbildung 6: Kostensteigerungen beim Bau von SMRs 73

Abbildung 7: Zeitspannen bei historischen und aktuellen SMR-Konzepten 73

Abbildung 8: Industriestruktur in ausgewählten SMR-Konzepten 90

Tabellenverzeichnis

Tabelle 1: Aktive Staaten mit SMR Entwicklungsativität 50

Tabelle 2: Ergebnis der Modellierung verschiedener Erzeugungstechnologien im Bergbau und Offgrid Bereich in Kanada 63

Tabelle 4-1: Genehmigungsaktivitäten der U.S. NRC im Zusammenhang mit Leichtwasserreaktor SMR-Konzepten 108

Tabelle 4-2: Genehmigungsaktivitäten der U.S. NRC im Zusammenhang mit nicht-Leichtwasser SMR-Konzepten 112

Tabelle 4-3: Stand von Vendor Design Reviews (VDR) in Kanada 116

Tabelle 6-1: Übersicht SMR-Konzepte 177

Tabelle 6-2: BWRX-300 (Boiling Water Reactor X-300) 194

Tabelle 6-3: CAREM 199

Tabelle 6-4: Elk River 203

Tabelle 6-5: mPower 204

Tabelle 6-6: NuScale 208

Tabelle 6-7: PHWR-220 212

Tabelle 6-8: SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor) 215

Tabelle 6-9: SMR-160 219

Tabelle 6-10: Westinghouse SMR 223

Tabelle 6-11: ACPR50S 227

Tabelle 6-12: KLT-40S 231

Tabelle 6-13: RITM-200M 235

Tabelle 6-14: S2W (Submarin Plattform Second Generation Westinghouse) 239

Tabelle 6-15: HTR-PM (High Temperature GCR - Pebble-Bed Module) 240

Tabelle 6-16: PBMR-400 244

Tabelle 6-17: Peach Bottom 248

Tabelle 6-18: THTR (Thorium-Hochtemperaturreaktor) 250

Tabelle 6-19: Xe-100 252

Tabelle 6-20: 4S (Super-Safe, Small and Simple Reactor) 256

Tabelle 6-21: ARC-100 260

Tabelle 6-22: BREST-OD-300 264

Tabelle 6-23: CEFR 268

Tabelle 6-24: EM^2 (Energy Multiplier Module) 271

Tabelle 6-25: PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) 275

Tabelle 6-26: IMSR (Integral Molten Salt Reactor) 279

Tabelle 6-27: MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) 283

Tabelle 6-28: SSR-W300 (Stable Salt Reactor – Wasteburner) 285

Tabelle 6-29: Aurora Powerhouse 289

Tabelle 6-30: eVinci 293

Tabelle 6-31: MMR 297

Tabelle 6-32: U-Battery 301

Abkürzungsverzeichnis

ADS	Beschleunigergetriebener unterkritischer Reaktor (Accelerator-Driven Subcritical reactor)
AGR	Fortgeschrittener gasgekühlter Reaktor (Advanced Gas-cooled Reactor)
AHR	Homogener Wasserreaktor (Aqueous homogeneous reactors)
ARIS	Informationsportal der IAEA zu neuen Reaktorsystemen (Advanced Reactor Information System)
BEIS	Ministerium für Wirtschaft, Energie und Industriestrategie im Vereinigten Königreich (Department for Business, Energy and Industrial Strategy)
BWR	Siedewasserreaktor (Boiling Water Reactor)
CANDU	Kanadischer schwerwassergekühlter Druckwasserreaktor (Canada Deuterium Uranium)
CCF	Gemeinsam verursachter Ausfall (Common Cause Failure)
CCS	Sicherheitsbehälter-Kühlsystem, auch Containment-Kühlsystem (Containment Cooling System)
CGNPC	China General Nuclear Power Group
CIS	Sicherheitsbehälter-Isolationssystem, auch Containment-Isolationssystem (Containment Isolation System)
CMT	Kühlmittel-Vorratsbehälter (Core Makeup Tank)
CNS	Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety)
CNSC	Kanadische Aufsichtsbehörde (Canadian Nuclear Safety Commission)
DBA	Auslegungsstörfall (Design Basis Accident)
DCA	Antrag auf Konzept-Genehmigung in den USA (Design Certification Application)
DiD	Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen und des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept, „Defence in Depth“)
ECCS	Notkühlsystem (Emergency Core Cooling System)
EPZ	Planungszonen für den nuklearen Notfallschutz (Emergency Planning Zone)

ESBWR	Wirtschaftlich - vereinfachter - Siedewasserreaktor (Economic Simplified Boiling Water Reactor)
EVA	Einwirkungen von außen
FBR	Schneller Brutreaktor (Fast Breeder Reactor)
FHR	(Flurorid-)Salzschmelze gekühlter Hochtemperaturreaktor (Fluoride-salt cooled High Temperature Reactor)
FNPP	Seegestütztes Kernkraftwerk (Floating Nuclear Power Plant)
FOAK	Erstes Exemplar einer Reihe (First of a Kind)
FSAR	Final Safety Analysis Report
GA	General Atomics
GBWR	Graphitmoderierter Siedewasser-Druckröhrenreaktor (graphite moderated boiling water reactor)
GCR	Gasgekühlter Reaktor (Gas-Cooled Reactor)
GDA	Generische Konzept-Prüfung (Generic Design Assessment)
GEH	GE Hitachi Nuclear Energy
GFR	Gasgekühlter schneller Reaktor (Gas-cooled Fast Reactor)
GV	Schutzhülle (Guard Vessel)
HALEU	Uran einer Anreicherung von < 20%, dem international festgelegten Übergang von niedrig angereichertem Uran zu hochangereichertem Uran (High-Assay Low Enriched Uranium)
HEU	Hochangereichertes Uran mit einer Anreicherung von > 20% (High Enriched Uranium)
HF	Menschliche Faktoren (Human Factors)
HTGR	Gasgekühlter Hochtemperaturreaktor (High Temperature Gas-cooled Reactor)
HTR	Hochtemperaturreaktor (High Temperature Reactor)
HWR	Schwerwassergekühlter, schwerwassermoderierter Reaktor (Heavy Water Reactor)
IAEA	Internationale Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency)

IC	Notkondensationssystem (Isolation Condenser)
INES	Internationale Bewertungsskala für nukleare und radiologische Ereignisse (International Nuclear and Radiological Event Scale)
iPWR	Integraler Druckwasserreaktor (integrated Pressurized Water Reactor)
LCC	Fremdkapitalkosten (Leverage Cost of Capital)
LCOE	Stromgestehungskosten (Levelized Cost of Electricity)
LEU	Niedrig angereichertes Uran mit einer Anreicherung von < 20% (Low Enriched Uranium)
LFR	Bleigekühlter schneller Reaktor (Lead-cooled Fast Reactor)
LMFR	Flüssigmetallgekühlter schneller Reaktor (Liquide Metall cooled Fast Reactor)
LMR	Flüssigmetallgekühlter Reaktor (Liquide Metall cooled Reactor)
LOCA	Kühlmittelverlust-Störfall (Loss of Coolant Accident)
LWR	Leichtwasserreaktor (Light Water Reactor)
MCSFR	(Chlorid-)Salzschmelzegekühlter schneller Reaktor (Molten Chloride Salt Fast Reactor)
MoU	Absichtserklärung (Memorandum of Understanding)
MOX	Uran-Plutonium Mischoxid-Brennstoff (Mixed Uranium-Plutonium Oxide fuel)
MR	Mikroreaktor (Microreactor)
MSFR	Salzschmelzegekühlter schneller Reaktor (Molten Salt Fast Reactor)
MSR	Salzschmelzereaktor (Molten Salt Reactor)
MSRE	Versuchs-Salzschmelzereaktor (Molten Salt Reactor Experiment)
MW_e	Elektrische Leistung in Megawatt (Mega Watt electric)
MW_{th}	Thermische Leistung in Megawatt (Mega Watt thermal)
NOAK	N-tes Exemplar einer Reihe (Nth of a kind)
NEA	OECD Nuclear Energy Agency
NPP	Kernkraftwerk (Nuclear Power Plant)

OCC	Konstruktionskosten (Overnight Construction Cost)
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (Organisation for Economic Co-operation and Development)
ONR	Aufsichtsbehörde im Vereinigten Königreich (Office for Nuclear Regulation)
O&M	Betrieb und Instandhaltung (Operation and Maintenance)
PBMR	Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor (Pebbled Bed Modular Reactor)
PHWR	Schwerwassergekühlter Druckwasserreaktor (Pressurized Heavy Water Reactor)
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse (Probabilistic Safety Assessment)
PSAR	Vorläufiger Sicherheitsbericht (Preliminary Safety Analysis Report)
PWR	Druckwasserreaktor (Pressurized Water Reactor)
RPV	Reaktordruckbehälter (Reactor Pressure Vessel)
RV	Reaktorbehälter (Reactor Vessel)
SBO	Vollständiger Ausfall der Wechselstromversorgung (Station Black-Out)
SFP	Brennelement-Lagerbecken (Spent Fuel Pool)
SFR	Natriumgekühlter Schneller Reaktor (Sodium-cooled Fast Reactor)
SMR	„Small Modular Reactor“, auch „Small and Medium Sized Reactor”
SNF	Abgebrannter Brennstoff (Spent Nuclear Fuel)
SSC	Systeme, Strukturen und Komponenten (Systems, Structures and Components)
TNPP	Transportables Kernkraftwerk (Transportable Nuclear Power Plant)
TRISO	Dreifach beschichtetes Kernbrennstoffkügelchen (TRistructural-ISOtropic)
TRL	Technologischer Entwicklungsstand (Technology Readiness Level)
U.S. DoE	US-amerikanisches Energieministerium (U.S. Department of Energy)
U.S. DoD	US-amerikanisches Verteidigungsministerium (U.S. Department of Defense)
U.S. NRC	US-amerikanische Aufsichtsbehörde (U.S. Nuclear Regulatory Commission)

VDR	Konzept-Prüfung der kanadischen Aufsichtsbehörde (Vendor Design Review)
V.K.	Vereinigtes Königreich Großbritannien und Nordirland
WNA	World Nuclear Association
WNN	World Nuclear News
WWER	Russischer Druckwasserreaktor (Water-cooled Water-Moderated Power Reactor)

Zusammenfassung

SMR-Konzepte („Small Modular Reactors“) gehen auf Entwicklungen der 1950er Jahre zurück, insbesondere den Versuch, Atomkraft als Antriebstechnologie für Militär-U-Boote nutzbar zu machen. Weltweit existieren heute unterschiedlichste Konzepte und Entwicklungen für SMR, die überwiegende Mehrzahl auf der Ebene von Konzeptstudien. Im Kontext der Diskussionen über die Nutzung zukünftiger Kernreaktoren, insbesondere auch als Maßnahme gegen den Klimawandel, erfährt das Konzept der SMR seit einiger Zeit wieder größere Aufmerksamkeit.

Im Jahr 2020 wurden in Russland zwei SMR-Pilotanlagen vom Konzept KLT-40S in Betrieb genommen, die auf einer schwimmenden Plattform installiert worden sind. Andere bereits in Betrieb befindliche Anlagen, wie der chinesische Versuchsreaktor für schnelle Neutronen (CEFR) sowie der indische Schwerwasserreaktor (PHWR-220), werden stellenweise ebenfalls den SMR zugerechnet. Weitere Anlagen, wie der chinesische Hochtemperaturreaktor (HTR-PM) oder der argentinische Leichtwasserreaktor (CAREM), befinden sich – zum Teil schon seit längerer Zeit – in Bau.

Vor diesem Hintergrund hat das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) das Öko-Institut mit der Erstellung eines Gutachtens beauftragt, das einen Überblick der gegenwärtig international unter dem Begriff SMR verfolgten Reaktorkonzepte, eine wissenschaftliche Einschätzung zu möglichen Einsatzbereichen und den damit verbundenen Sicherheitsfragen und Risiken liefern soll. Die Erarbeitung dieses Gutachtens erfolgte in Zusammenarbeit mit dem Fachgebiet für Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP) der Technischen Universität Berlin sowie dem Physikerbüro Bremen (PhB).

SMR-Konzepte

Trotz der seit langem praktizierten Verwendung des Begriffs SMR gibt es bis heute keine international einheitliche Definition für diesen Begriff. Gängige Begriffsbestimmungen beziehen sich auf die Leistungsgröße eines SMR. Vielfach wird bei der Definition von SMR auch zwischen wassergekühlten Reaktorkonzepten und sonstigen (nicht-wassergekühlten) Reaktorkonzepten differenziert. Weitere Bestandteile verschiedener Definitionen stellen direkt oder indirekt einen Bezug zum Begriff der Modularität her, welcher wiederum sehr verschieden verwendet wird. Damit verbundene Eigenschaften, wie die Errichtung mehrerer Reaktor-Module an einem Standort oder die Möglichkeit einer standardisierten, industriellen Herstellung einzelner Reaktormodule, werden nicht von allen Konzepten erfüllt.

Im Rahmen dieses Gutachtens werden SMRs daher wie folgt definiert:

> SMRs sind Reaktoren, bei denen ein einzelner Reaktor eine elektrische Leistung von weniger als 300 MW_e (oder eine thermische Leistung von weniger als 1000 MW_{th}) aufweist. Dabei kann es sich sowohl um wassergekühlte als auch um sonstige (nicht-wassergekühlte) Reaktorkonzepte handeln.

Damit reicht die Bandbreite der durch den Begriff SMR erfassten Konzepte von „heutigen“ Reaktoren mit geringer Leistung bis hin zu andersartigen Konzepten, für die bislang wenig industrielle Vorerfahrung vorliegt (wie beispielsweise Hochtemperatur- oder Salzschmelze-Reaktorkonzepte).

Bei einer Bewertung der sicherheitstechnischen Eigenschaften von SMR-Konzepten ist zu beachten, dass sich stark voneinander unterscheiden können. Es ist daher immer zu prüfen, inwieweit eine spezifische postulierte Eigenschaft von SMR-Konzepten für ein spezifisches Konzept auch tatsächlich erfüllt ist.

Eine im Rahmen dieses Gutachtens vorgenommene Zusammenstellung umfasst 136 verschiedene historische sowie aktuelle Reaktoren bzw. SMR-Konzepte. Von diesen wurden 31 Konzepte in größerem Detail betrachtet.

Eine breite Einführung solcher Konzepte ist bis heute nicht erfolgt. Einzelne dieser SMR-Konzepte weisen bereits eine sehr lange Entwicklungshistorie auf. So geht beispielsweise die Entwicklung des argentinischen CAREM bis in die 1970er Jahre zurück. Andere SMR-Konzepte sind neueren Datums und befinden sich daher noch in einer früheren Phase der Konzeptentwicklung. Auch existieren SMR-Konzepte, die zwar als aktuelle Konzepte diskutiert werden, deren Entwicklung jedoch faktisch unterbrochen ist (wie beispielsweise PBMR-400). Für manche Konzepte wie den CAREM, bei dem sich gerade ein erster Prototyp in Bau befindet, wird bereits über die Entwicklung eines Nachfolgemodells diskutiert.

SMR-Konzepte unterliegen zudem einer kontinuierlichen Weiterentwicklung. Vor diesem Hintergrund können alle Angaben zu einzelnen SMR-Konzepten nur Momentaufnahmen darstellen. Warum Entwicklungen im Einzelnen eingestellt oder grundlegende Designänderungen vorgenommen werden, wird in der Regel nicht öffentlich dokumentiert.

SMR-Konzepte unterscheiden sich in wichtigen technischen Eigenschaften, insbesondere dem verwendeten Kühlmittel. Die SMR-Konzepte lassen sich darüber verschiedenen Reaktortypen zuordnen. Im Rahmen dieses Gutachtens werden wassergekühlte und nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte unterschieden. Letztere können den Hochtemperaturreaktoren (HTR), Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum oder den Salzschmelzereaktoren (MSR) zugeordnet werden. Seit einigen Jahren werden darüber hinaus auch Konzepte mit besonders niedriger Leistung als sogenannte Mikroreaktoren (MR) diskutiert, wobei diese weit überwiegend auch den nicht-wassergekühlten SMR-Konzepten zuzuordnen sind.

Wassergekühlte Reaktoren stellen heute die weit überwiegende Anzahl der weltweit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. Damit stehen für solche Reaktoren grundsätzlich eine umfangreiche betriebliche Erfahrung sowie eine breit ausgebaute Infrastruktur zur Verfügung. Auch der Großteil der aktuell verfolgten bzw. weit fortgeschrittenen SMR-Konzepte sind den Leichtwasserreaktoren zuzuordnen. Solche Konzepte weisen daher vergleichsweise geringe Entwicklungsrisiken auf. Gleichzeitig sind für solche Konzepte keine grundsätzlichen Unterschiede im Bereich der Ver- und Entsorgung gegenüber Kernkraftwerken mit großer Leistung zu erwarten.

Nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte beinhalten grundsätzliche Neuerungen gegenüber heutigen Kernkraftwerken. Beispielsweise sollen durch höhere Betriebstemperaturen höhere Wirkungsgrade erzielt werden. Weiterhin sollen damit andere Anwendungsfelder, insbesondere die Bereitstellung von Hochtemperatur-Prozesswärme möglich werden. Viele dieser Konzepte zielen auf einen sogenannten geschlossenen Brennstoffkreislauf ab, mit verbundenen hohen technologischen Risiken im Bereich der Brennstoffentwicklung und von Wiederaufarbeitungstechnologien. Eine deutlich geringere Betriebserfahrung, vorwiegend aus Prototyp- und Demonstrationsreaktoren, sowie der geplante Einsatz neuartiger technologischer Lösungen und neuer Materialien lassen deutlich längere Entwicklungszeiträume sowie höhere technologische Entwicklungsrisiken gegenüber wassergekühlten SMR-Konzepten erwarten.

Einsatzbereiche

In der Technologie- und Innovationspolitik vermengen sich eine Vielzahl von Motivlagen, unter anderem industrielle und wirtschaftliche Entwicklung und geopolitischer Einfluss. Auch im Bereich

der SMR spielen industrie- und geopolitische Motivlagen sowie militärische Interessen eine Rolle. Die Mehrheit der Länder, die SMR-Entwicklungsaktivitäten verfolgen, unterhalten Kernwaffenprogramme und bauen Atom-U-Boote und/oder verfügen bereits über ein großes kommerzielles Atomprogramm. Besonders hervorzuheben sind die Entwicklungsaktivitäten in den USA.

Die Situation in Kanada ähnelt der in den USA, allerdings fehlt dort die militärische Komponente. So werden SMRs dort vor allem als alternative Energieversorgungsoption für abgelegene Bergbauprojekte und Gemeinden diskutiert, die derzeit in hohem Maße auf Dieselgeneratoren angewiesen sind. Auch in Russland erfolgt der Einsatz von sog. Floating Nuclear Power Plants (Akademik Lomonossow, KLT-40S) um abgelegene Regionen zu versorgen. Generell steht die SMR-Aktivität in Ländern ohne Kernwaffenprogramm oder große zivile Atomprogramme auf unsicherer Grundlage, wie zum Beispiel in Argentinien und Südkorea. Das argentinische Entwicklungsprogramm ist bereits sehr alt, Südkorea hat einen Atomausstieg beschlossen, so dass es im eigenen Land keine Anlagen bauen wird.

Motivlagen für potenzielle SMR-Importländer, die im Gutachten als „passive“ Länder bezeichnet werden, sind ebenfalls vielfältig. So verfolgt Saudi-Arabien den Aufbau einer nationalen Kerntechnik-Kompetenz, während dies in Jordanien oder Estland nicht absehbar ist. In einigen Ländern wird ein Interesse an kerntechnischer Grundlagenforschung genannt.

SMR werden auch als Lösung im Kontext der Bekämpfung der Gefahren des Klimawandels und der damit verbundenen Reduzierung der Treibhausgasemissionen zur globalen Stromversorgung vorgeschlagen. Hierbei ist die mit ihnen erzielte Stromproduktion relevant. Heutige neue Kernkraftwerke weisen elektrische Leistungen im Bereich von 1.000-1.600 MW_e auf. Die im Rahmen dieser Studie betrachteten SMR-Konzepte sehen dagegen geplante elektrische Leistungen von 1,5-300 MW_e vor. Entsprechend wäre zur Bereitstellung derselben elektrischen Leistung eine um den Faktor 3-1000 größere Anzahl an Anlagen erforderlich. Anstelle von heute ca. 400 Reaktoren mit großer Leistung würde dies also den Bau von vielen tausend bis zehntausend SMR-Anlagen bedeuten. Verschiedene, mit der angedachten Vervielfachung der Zahl der Anlagen verbundene sicherheitstechnische Risiken werden bei der Planung weitgehend vernachlässigt, insbesondere Fragen des Transports, des Rückbaus sowie der Zwischen- und Endlagerung.

In Literatur und Praxis werden seit den 1950er Jahren verschiedene Einsatzbereiche für Kernkraftwerke mit geringen Leistungen genannt, die – wie alle Kernkraftwerke – Strom und Wärme produzieren. Diese finden sich auch in den SMR-Diskussionen wieder. Neben der regulären Stromversorgung werden insbesondere die dezentrale Stromversorgung für Industrie bzw. Haushalte sowie Wärme für Fernwärme, Meerwasserentsalzung und Industrieprozesse genannt; darüber hinaus werden auch militärische Nutzungen wie mobil einsetzbare Mikroreaktoren verfolgt. Wie in den früheren Zeiten der Kernkraft gilt auch für die potenziellen Einsatzbereiche von SMRs, dass sie anderen Energietechnologien wirtschaftlich weit unterlegen sind: Vormals erfolgte dieser Vergleich mit der Kohle, heute mit den erneuerbaren Energien in Verbindung mit Speichertechnologien. Insbesondere ist die vollständige Abdeckung dezentraler Regionen durch Microgrids heute technisch darstellbar und ist kostengünstiger als durch SMRs; dies gilt auch für die Meerwasserentsalzung.

SMRs sind Kernkraftwerke mit geringer elektrischer Leistung und wären im Falle ihrer Realisierung in ein großes, globales Produktionssystem integriert, welches vom Abbau der Rohstoffe und Brennelementeherstellung („Front-end“) bis zum Rückbau der Anlagen und der Zwischen- und Endlagerung („Back-end“) reicht. Die Modularität kann theoretisch sowohl im standardisierten Bau

von Reaktoren als auch in der Massenproduktion von Komponenten bestehen. Signifikante Kostenersparnisse aufgrund stärkerer Modularität sind in den vergangenen Reaktorentwicklungen nicht zu beobachten und auch für die Zukunft nicht zu erwarten. Die Modularität beim Zusammenbau von Reaktoren kann unter Umständen leichte Produktivitätssteigerungen erbringen, ist aber auch mit steigenden Transportbedarfen verbunden.

Durch die geringe elektrische Leistung sind die spezifischen Baukosten durch den Verlust der Skaleneffekte höher als bei großen Kernkraftwerken. Es wird jedoch die Hypothese formuliert, dass durch die modulare, standardisierte, fabrikmäßige Produktion von SMRs sowohl die Gesamtbaukosten als auch die Bauzeiten solcher Systeme reduziert werden können. Eine im Rahmen dieses Gutachtens durchgeführte Produktionskostenrechnung unter Berücksichtigung von Skalen-, Massen- und Lerneffekten aus der Atomindustrie legt nahe, dass im Mittel dreitausend SMR produziert werden müssten bevor sich der Einstieg in die SMR-Produktion lohnen würde. Es ist somit nicht zu erwarten, dass der strukturelle Kostennachteil von Reaktoren mit kleiner Leistung durch Lern- bzw. Masseneffekte kompensiert werden kann.

Eine weitere wesentliche Begründung für die Entwicklung von SMR-Konzepten, neben der Modularität, ist die Erwartung kürzerer Zeithorizonte, insb. geringerer Bauzeiten, u.U. auch unkomplizierter Rückbau. Die Betrachtung aktuell geplanter, im Bau bzw. in Betrieb befindlicher Anlagen bestätigt diese Vermutung nicht, im Gegenteil: Planungs-, Entwicklungs- und Bauzeiten übersteigen die ursprünglichen Zeithorizonte in der Regel um ein Vielfaches. Die Erfahrung mit historischen SMR deuten darauf hin, dass die Betriebszeiten von nicht-Leichtwasserreaktoren kurz sind und der Rückbau sich als sehr langwierig erweist.

Analog zu Bau und Betrieb von Kernkraftwerken mit großer Leistung stellt die komplexe Produktionskette besondere Herausforderungen an die Gestaltung der Schnittstellen zwischen den beteiligten Unternehmen. Insbesondere stellt die Koordination der Produktion der Schmiedeteile Unternehmen vor große Herausforderungen. So übersteigen beispielsweise im SMR-Konzept NuScale die benötigten Schmiedeteile die Kapazitäten der US-Schmieden.

Trotz der Beteiligung einiger neuer Unternehmen bleibt das Feld von traditionellen Entwicklern, insbesondere den Großforschungseinrichtungen und den bekannten Kerntechnikunternehmen wie Fluor (NuScale), GE-Hitachi, Rosatom oder Westinghouse dominiert. Auf der anderen Seite sind aber Unternehmen, die zwar in der Atomindustrie aktiv sind aber bis dato nicht im Bau oder Design von Reaktoren tätig waren, im SMR-Bereich aktiv (Holtec, Urenco). Traditionelle Reaktoranbieter wie Westinghouse oder GE-Hitachi scheinen aber die SMR-Entwicklung nicht ernsthaft zu verfolgen (Einstellung von Projekten, unklarer Entwicklungsstatus). Die Bereitstellung von SMR erfolgt wie bei Kernkraftwerken mit großer Leistung staatlich bzw. von der Nachfrage abgesichert, vor allem von Strom-Endkunden und dem Militär. Zwar entwickeln sich auch Spin-Offs aus staatlich finanzierten Großforschungseinrichtungen und es gibt auch neu gegründete Start-ups, aber deren Geschäftsmodelle beruhen auch auf langfristiger staatlicher Finanzierung. Insgesamt ist nicht abzusehen, dass SMR-Konzepte andere Organisationsmodelle entwickeln können, als sie seit ca. 70 Jahren im Bereich der Kerntechnik betrieben werden.

Regulatorische Anforderungen

Bei einer geplanten, weltweiten Verbreitung von SMR ergeben sich neuartige Fragestellungen für die zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden. So liegen bislang keine SMR-spezifischen nationalen oder internationalen Sicherheitsstandards vor. Da viele SMR-Entwickler einen weltweiten

Einsatz ihrer SMR-Konzepte anstreben, würde dies eine internationale Standardisierung erforderlich machen.

Viele heutige kerntechnische Regelwerksanforderungen sind grundsätzlich auf SMR-Konzepte übertragbar. Es wird von verschiedenen Regulierungsbehörden erwartet, dass SMR mindestens das integrale Sicherheitsniveau erfüllen, welches heute für neue Kernkraftwerke gefordert wird.

Zugleich wird diskutiert, inwieweit für SMR vereinfachte Regelwerksanforderungen auf Basis eines abgestuften Ansatzes („Graded Approach“) ausreichend sein können. Dem liegt die Überlegung zu Grunde, dass aufgrund einer Vereinfachung der eingesetzten Technologien sowie – bedingt durch die niedrigere Leistung von SMR – einem geringeren radioaktiven Inventar eines einzelnen Reaktors ein grundsätzlich verringertes Risikopotential bei SMR-Anlagen bestehen könnte. Wie ein solcher „Graded Approach“ im Einzelnen umzusetzen sein könnte, ist methodisch jedoch weitgehend offen.

Damit stellt sich insbesondere auch die Frage, welches integrale Sicherheitsniveau von SMR-Konzepten gefordert werden wird, und ob der von SMR-Entwicklern vertretene Anspruch einer gegenüber heutigen neuen Kernkraftwerken verbesserten Sicherheit auch in einer realen Anlage umgesetzt werden wird.

Im Detail bestünde für die Realisierung eines SMR ein Anpassungsbedarf der nationalen sicherheitstechnischen Regelwerke. Heutige Regelwerke sind in der Regel an wassergekühlten Reaktorkonzepten orientiert. Für neue Herstellungsverfahren, neuartige Materialien oder neue technologische Lösungen für Sicherheitsfunktionen, wie sie bei SMR-Konzepten diskutiert werden, können neue regulatorische Ansätze erforderlich werden. Dies gilt insbesondere für nicht-wassergekühlte Konzepte. Damit kann ein möglicherweise erheblicher zeitlicher Vorlauf vor einer Genehmigungserteilung von SMR-Konzepten verbunden sein.

Auch aufgrund der speziellen Eigenschaften von SMR-Konzepten beziehungsweise ihrer geplanten Einsatzgebiete ergeben sich regulatorische Fragestellungen. So müssen Fragen der Wechselwirkungen zwischen verschiedenen SMR-Modulen an einem Standort im Betrieb und während der Errichtung berücksichtigt werden. Sind SMR-Anlagen beispielsweise zur Bereitstellung von Prozesswärme vorgesehen, ist weiterhin auch eine potenzielle Wechselwirkung mit den zu versorgenden Anlagen zu betrachten.

Teilweise sollen in SMR Technologien eingesetzt werden, für die entsprechende Betriebserfahrung kaum oder gar nicht vorliegt. Für diese Technologien sind vielfach noch geeignete Nachweisverfahren zu entwickeln und zu validieren. Dazu sind gegebenenfalls auch neue Rechenmethoden, neue Messverfahren oder neue Inspektionstechnologien erforderlich. Speziell für nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte wird zwar von Entwicklern auf historische Erfahrungen aus Demonstrations- und Forschungsreaktoren zurückgegriffen. Die Übertragbarkeit der Erkenntnisse aus solchen Reaktoren auf aktuelle Konzepte muss aber jeweils geprüft und begründet werden. Von Genehmigungsbehörden wird diesbezüglich noch erheblicher Forschungs- und Entwicklungsbedarf gesehen.

Sicherheitseigenschaften

Für die Sicherheit eines Kernkraftwerks sind drei übergeordnete Sicherheitsfunktionen zu erfüllen, der Einschluss der radioaktiven Stoffe, die Kontrolle der Reaktivität und die Kühlung der Brennelemente.

Zum Einschluss der radioaktiven Stoffe werden dabei in der Regel mehrere gestaffelte Barrieren herangezogen, bei heutigen Kernkraftwerken typischerweise das Brennelementhüllrohr, die druckführende Umschließung (Reaktorkühlkreislauf) und ein Sicherheitsbehälter (Containment).

Für wassergekühlte SMR-Konzepte werden vergleichbare Containment-Konzepte verfolgt wie für heutige Leichtwasserreaktoren. Bei SMR-Konzepten, die infolge von kreditierten besonderen Einschlusseigenschaften des Brennstoffs auf ein Reaktorcontainment verzichten wollen, sind konkrete Festlegungen erforderlich, inwieweit dennoch ein ausreichend wirksamer und zuverlässiger Einschluss der Aktivitätsinventare erreicht werden kann. Hierfür wäre spezifisch zu zeigen, dass ereignisabhängig die Systeme, Strukturen und Komponenten, die für die radiologische Containment-Funktion erforderlich sind, identifiziert und die jeweilig erforderlichen Rückhaltekriterien an diese Systeme, Strukturen und Komponenten quantitativ entwickelt sind. Spezifisch mit Blick auf Salzschmelzereaktoren ergeben sich relevante Unterschiede zum Einschluss der radioaktiven Stoffe, wenn der Brennstoff – anders als bei heutigen Leichtwasserreaktoren – nicht in einem Hüllrohr als Barriere eingeschlossen ist. Der Nachweis der funktionellen Wirksamkeit des Containments muss für solche Anlagen neu definiert werden.

Die Kontrolle der Reaktivität in einem Kernkraftwerk erfolgt einerseits durch inhärent wirkende neutronenphysikalische Eigenschaften des Reaktors sowie andererseits durch Systeme zur Regelung, Abschaltung und Aufrechterhaltung der Unterkritikalität.

Die Reaktivitätskontrolle erfolgt bei praktisch allen betrachteten SMR-Konzepten wie bei heutigen Leichtwasserreaktoren im Wesentlichen über Steuerelemente oder bewegliche Reflektoren (letztere werden bei heutigen LWR nicht verfolgt). Daraus ergeben sich insgesamt keine wesentlichen Unterschiede mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle im Vergleich zu heutigen Leistungsreaktoren.

Insbesondere die nicht-wassergekühlten SMR-Konzepte betonen mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle oftmals einzelne sicherheitstechnisch vorteilhafte inhärente neutronphysikalische Rückkopplungseigenschaften. Eine Beschränkung der Betrachtung auf einzelne Rückkopplungseigenschaften wäre jedoch nicht sachgerecht. Vielmehr muss das Reaktivitätsverhalten des Reaktors unter allen zu betrachtenden physikalischen Änderungen (wie bei Störungen und Störfallen) zeitlich und räumlich analysiert und bewertet werden. Als Folge solcher Analysen sehen bspw. verschiedene nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte explizit ein zweites, unabhängiges Abschaltsystem vor.

Als wesentlicher Unterschied bei der Kühlung der Brennelemente gegenüber heutigen Kernkraftwerken mit hoher Leistung werden für SMR-Konzepte Möglichkeiten zur „passiven Nachwärmeabfuhr“ diskutiert. Passive Nachwärmeabfuhrsysteme können grundsätzlich zu einer erhöhten Sicherheit eines Reaktorsystems führen, da mögliche Versagensmechanismen von aktiven Komponenten ausgeschlossen werden können und so eine erhöhte Zuverlässigkeit der Funktion erreicht werden kann.

Auch in heutigen Kernkraftwerken kommen passive Wärmeabfuhreigenschaften in unterschiedlichem Umfang zum Einsatz. Allein aufgrund der Eigenschaften der Passivität kann jedoch noch nicht von einer erhöhten Zuverlässigkeit ausgegangen werden. Theoretische und experimentelle Nachweise der tatsächlichen Zuverlässigkeit eines konkreten passiven Nachwärmeabfuhrsystems sind ebenso erforderlich wie detaillierte Analysen der zu unterstellenden Einsatzrandbedingungen bei verschiedenen möglichen Stör- und Unfallszenarien.

Die sicherheitstechnischen Eigenschaften des Reaktors sind auch unter Einbeziehung des möglichen Ereignis- bzw. Störfallspektrums zu analysieren. Dabei können interne Ereignisse wie ein Ausfall von Pumpen, der Verlust einer Stromversorgung von Einrichtungen, Leckagen an Rohrleitungen oder auch Einwirkungen von innen, wie interne Brände, eine wesentliche Rolle spielen. Daneben sind auch Einwirkungen von außen (EVA) wie Erdbeben, externe Überflutungen oder extreme Wettereinwirkungen zu berücksichtigen. Weiterhin müssen zivilisatorische Einwirkungen wie ein unfallbedingter oder terroristisch motivierter Flugzeugabsturz sowie Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) betrachtet werden.

Durch Design-Maßnahmen wie beispielsweise einen integralen Reaktordruckbehälter sollen bei manchen SMR-Konzepten bestimmte Ereignisse ausgeschlossen (insbesondere ein großer Kühlmittelverluststörfall) oder zumindest unwahrscheinlicher gemacht werden.

Bei nicht-wassergekühlten SMR-Konzepten verlieren einige Ereignisklassen an Gewicht, insbesondere ein Kühlmittelverluststörfall. Andere Ereignisklassen können jedoch an Bedeutung gewinnen oder neu hinzukommen.

Einwirkungen von außen können für SMR-Anlagen an Bedeutung gewinnen. Die zu berücksichtigende Stärke möglicher EVA ist typischerweise standortspezifisch zu bestimmten. Teilweise sind SMR-Konzepte zum Einsatz in abgelegenen Regionen oder zur Versorgung von Industrieanlagen vorgesehen. In diesen Fällen können Standorte nicht frei gewählt werden. Insbesondere für seegestützte SMR-Konzepte können sich weitergehende Fragen mit Blick auf naturbedingte Einwirkungen von außen stellen.

Insgesamt müssen für SMR-Konzepte die zu postulierenden einleitenden Ereignisse, einschließlich der Einwirkungen von innen und außen, mittels eines systematischen Ansatzes, der alle Betriebs- bzw. Bauzustände einer gegebenenfalls auch modular ausgelegten Anlage umfasst, identifiziert und analysiert werden.

Eine weitere zentrale sicherheitstechnische Anforderung an Kernkraftwerke stellt die Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen (Defence in Depth, DiD) dar. Dazu sind in Ergänzung zu Vorkehrungen zur Vermeidung und Beherrschung von Störfällen präventive und mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen gefordert, mit denen das Eintreten von Unfällen (präventiv) verhindert und ihre Auswirkungen (mitigativ) begrenzt werden sollen. Weiterhin werden zum Schutz der Bevölkerung außerhalb des Betriebsgeländes eines Kernkraftwerks Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes vorgesehen.

Im Bereich der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden bei SMR-Konzepten grundsätzlich ähnliche Maßnahmen wie bei heutigen Kernkraftwerken diskutiert. Inwieweit solche Notfallmaßnahmen allerdings in allen SMR-Konzepten geplant werden, oder aufgrund einer erwarteten höheren Zuverlässigkeit von vorgelagerten Sicherheitsmaßnahmen ein Verzicht vorgesehen ist, kann gegenwärtig nicht abschließend festgestellt werden.

Hinsichtlich der Notwendigkeit und Größe von Planungsgebieten (Gebiete, für die eine radiologische Kontamination im Falle eines Notfalls angenommen werden muss) für den anlagenexternen Notfallschutz bei SMR-Konzepten bestehen insgesamt noch einige offene Fragen. Aufwändige Untersuchungen sind vor allem noch bezüglich abdeckender Quellterme für die einzelnen Reaktordesigns und zu den möglichen Wechselwirkungen bei Mehrblockanlagen erforderlich. Anders als teilweise von den Entwicklern von SMR-Kozepten angegeben muss bisher davon

ausgegangen werden, dass für den anlagenexternen Notfallschutz bei SMR die Notwendigkeit von Planungsgebieten besteht, die deutlich über das Anlagengelände hinausreichen.

Als Maß für das erreichte Sicherheitsniveau eines SMR-Konzepts werden verschiedentlich integrale Kenngrößen aus probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) herangezogen, wie beispielsweise die Häufigkeit, mit der ein Kernschaden pro Reaktorbetriebsjahr zu erwarten ist. Grundsätzlich dienen PSA zur Überprüfung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung eines Kernkraftwerks. Die Ergebnisse integraler Kenngrößen sind dabei mit Vorsicht zu verwenden, da sie stark von den verwendeten Methoden und Daten abhängen können. Auch müssen für SMR-Konzepte PSA-Methoden noch weiterentwickelt beziehungsweise angepasst werden, so dass gerade integrale Kenngrößen mit hohen Unsicherheiten behaftet sein können. Da auch für neuere Kernkraftwerke mit hoher Leistung niedrige PSA-Kenngrößen abgeleitet werden, ist offen, inwieweit spezifische SMR-Konzepte – unter Berücksichtigung der erforderlichen größeren Anzahl von Reaktoren zur Bereitstellung der gleichen elektrischen Energieproduktion – tatsächlich eine relevant erhöhte Sicherheit erreichen.

Verschiedene nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte sehen den Einsatz von höheren Urananreicherungen oder die Nutzung von Plutoniumbrennstoffen sowie von Wiederaufarbeitungstechnologie vor. Dies wirkt sich grundsätzlich nachteilig auf die Proliferationsresistenz aus. Weiterhin würde eine durch die Hersteller angestrebte weltweite Verbreitung der Anlagen in hoher Stückzahl zu einer entsprechenden Verbreitung von spaltbarem Material führen, was in Hinblick auf Proliferationsrisiken problematisch ist. Als ein weiterer wesentlicher Unterschied von SMR-Konzepten zu heutigen Leistungsreaktoren wird häufig die Nutzung von Systemen genannt, die eine lange Laufzeit aufweisen und als geschlossenes System geliefert würden. Dies könnte durch Versiegelung die Überwachung vereinfachen und Transporte minimieren. Durch den hohen Abbrand wird das Spaltmaterial zudem nach einiger Zeit unattraktiv. Nachteilig wirkt sich aber die hohe erforderliche Menge an Spaltmaterial zu Beginn des Reaktorbetriebs aus. Ein zusätzlicher Aspekt betrifft die Möglichkeiten der Spaltmaterialüberwachung durch die Internationale Atomenergieorganisation. Viele der Standardmethoden zur Spaltmaterialüberwachung passen nicht direkt auf die Besonderheiten von SMR-Konzepten, es stellen sich damit neue Herausforderungen.

Insgesamt könnten SMR potenziell sicherheitstechnische Vorteile gegenüber Kernkraftwerken mit großer Leistung erzielen, da sie ein geringeres radioaktives Inventar pro Reaktor aufweisen und durch gezielte Vereinfachungen und einen verstärkten Einsatz der Nutzung passiver Systeme ein höheres Sicherheitsniveau anstreben. Demgegenüber wird bei verschiedenen SMR-Konzepten jedoch auch der Anspruch auf reduzierte Anforderungen beispielsweise mit Blick auf den Redundanzgrad oder die Diversität bei Sicherheitssystemen erhoben. Manche Konzepte fordern gar den Verzicht auf heutige Anforderungen ein, so im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes oder bei reduzierten Planungsradien oder gar einen vollständigen Verzicht auf eine anlagenexterne Notfallschutzplanung. Da die Sicherheit von Reaktoranlagen von all diesen Faktoren abhängig ist, kann man nach heutigem Wissensstand nicht konstatieren, dass grundsätzlich durch SMR-Konzepte ein höheres Sicherheitsniveau erreicht wird.

Summary

SMR concepts (“Small Modular Reactors”) date back to developments in the 1950s, in particular the attempt to use nuclear power as a propulsion technology for military submarines. Today, a wide variety of concepts and developments for SMRs exist worldwide, the vast majority at the conceptual level. In the context of discussions about the use of future nuclear reactors, in particular also as a measure against climate change, the concept of SMRs has been receiving renewed attention for some time.

In 2020, two SMR pilot plants based on the KLT-40S concept (so-called floating nuclear power plants) were commissioned in Russia. Other plants already in operation, such as the Chinese Experimental Fast Neutron Reactor (CEFR) and the Indian Heavy Water Reactor (PHWR-220), are also classified as SMRs in some places. Other plants, such as the Chinese High-Temperature Reactor (HTR-PM) or the Argentine light-water reactor (CAREM), are under construction – some of them having been for a long time.

In this context, the German Federal Office for the Safety of Nuclear Waste Management (BASE) commissioned the Öko-Institut to prepare an expert report to provide an overview of reactor concepts currently being pursued internationally under the term SMR, a scientific assessment of possible areas of application, and the associated safety issues and risks. This report was prepared in cooperation with the Workgroup for Infrastructure Policy (WIP) at Berlin Institute of Technology (TU Berlin) and the Physikerbüro Bremen (PhB).

SMR concepts

Despite the long-standing use of the term SMR, there is still no international consensus on the definition for this term. Common definitions refer to the power rating of an SMR. In many cases, the definition of SMR also differentiates between water-cooled reactor concepts and other (non-water cooled) reactor concepts. Other definitions make direct or indirect reference to the concept of modularity, which in turn is used in very different ways. Associated properties, such as the construction of several reactor modules at one site or the possibility of standardized, industrial production of individual reactor modules, are not fulfilled by all concepts.

For the purposes of this report, SMRs are therefore defined as follows:

> SMRs are reactors in which a single reactor has an electrical power output of less than 300 MW_e (or a thermal power output of less than 1000 MW_{th}). These can be both based on water-cooled or other (non-water cooled) reactor designs.

Thus, the range of concepts covered by the term SMR extends from “today's” low-power reactors to different concepts for which little prior industrial experience is available (such as high-temperature or molten salt reactor concepts).

When evaluating the safety characteristics of SMR concepts, it should be noted that they can differ greatly from each other. The extent to which a specific postulated property of SMR concepts is actually fulfilled for a specific concept must therefore always be checked.

A compilation made as part of this report includes 136 different historical as well as current reactors or SMR concepts. Of these, 31 concepts were considered in greater detail.

A broad introduction of such concepts has not yet taken place. Some of these SMR concepts already have a very long history of development. For example, the development of Argentina's CAREM dates

back to the 1970s. Other SMR concepts are more recent and therefore still in an earlier phase of concept development. Further SMR concepts are discussed as current concepts whose development is effectively interrupted (such as the South African PBMR-400). For some concepts, such as CAREM, for which a first prototype is currently under construction, the development of a successor model is already being discussed.

SMR concepts continue to be developed. Therefore, all information on individual SMR concepts only represent one point in time. Details on the discontinuation of developments or fundamental design changes are not usually documented publicly.

SMR concepts differ in important technical characteristics, especially the coolant used. SMR concepts can thus be assigned to different reactor types. Within the scope of this report, water-cooled and non-water cooled SMR concepts are distinguished. The latter can be assigned to High-Temperature Reactors (HTR), reactors with a fast neutron spectrum or Molten Salt Reactors (MSR). For some years, concepts with particularly low power have also been discussed as so-called Micro-Reactors (MR), although these can also be generally categorized as non-water cooled SMR concepts.

Today, water-cooled reactors represent the vast majority of nuclear power plants in operation worldwide. This means that, in principle, extensive operational experience and a broadly developed infrastructure are available for such reactors. The majority of the SMR concepts currently being pursued or at an advanced stage of development can also be classified as light water reactors. Such concepts therefore have the lowest development risks. At the same time, no fundamental differences in the areas of fuel supply or waste management are to be expected for such concepts.

Non-water cooled SMR concepts include fundamental innovations compared with today's nuclear power plants. For example, higher efficiencies are to be achieved through higher operating temperatures. Furthermore, other fields of application, in particular the provision of high-temperature process heat, should become possible. Many of these concepts aim at a so called closed fuel cycle, with associated high technological risks in the field of fuel development and reprocessing technologies. Significantly less operating experience, mainly from prototype and demonstration reactors, as well as the planned use of novel technological solutions and new materials, lead to the expectation of significantly longer development periods as well as higher technological development risks compared to water-cooled SMR concepts.

Areas of applications of SMR

A variety of motivations intermingle in technology and innovation policy, including industrial and economic development and geopolitical influence. Industrial and geopolitical motivations, as well as military interests, also play a role in SMR development. The majority of countries pursuing SMR activities maintain nuclear weapons programs and build nuclear submarines and/or already have a large commercial nuclear program. Of particular importance are the development activities in the USA.

The situation in Canada is similar to that in the USA, minus the military component. Thus, SMRs are being discussed primarily as an alternative power supply option for remote mining projects and communities that currently rely on diesel generators. In Russia, so-called floating nuclear power plants (Akademik Lomonosov, KLT-40S) are being used to supply remote regions. SMR activity in countries without nuclear weapons programs or large commercial nuclear programs such as Argentina and South Korea is on uncertain footing. Argentina’s development program is already very

old, and South Korea has decided to phase out nuclear power, so it will not build any reactors in its own country.

The motives for potential SMR importing countries, described in the report as “passive” countries, are also diverse. Saudi Arabia, for example, is pursuing the development of national nuclear technology expertise, whereas this is not foreseeable in Jordan or Estonia. In other countries, an interest in basic nuclear research is mentioned.

SMRs are also proposed as a solution in the context of combating the threats of climate change and the associated reduction of greenhouse gas emissions for the global electricity supply. In this context, SMR electricity production is relevant. Today’s new nuclear power plants have electrical outputs in the range of 1,000-1,600 MW_e. In contrast, the SMR concepts considered in this study envision planned electrical outputs of 1.5-300 MW_e. Accordingly, the number of plants required to provide the same electrical output would be 3-1000 times larger. Instead of today’s approximately 400 reactors with large capacities, this would therefore require the construction of many thousands to tens of thousands of new SMRs. Various safety risks associated with the envisaged plants are largely neglected in the planning, especially questions regarding transport, dismantling and interim and final storage.

Since the 1950s, literature and practice have mentioned various applications for low-power nuclear power plants, which – like all nuclear power plants – produce electricity and heat. These applications are also found in the SMR discussions. In addition to regular electrical power supply, decentralized power supply for industry or households as well as heat for district heating, seawater desalination and industrial processes are mentioned in particular. In addition, military uses such as mobile deployable microreactors are also pursued. As in the earlier days of nuclear power, the potential uses of SMRs are economically far inferior to other energy technologies: Previously, this comparison was with coal; today, it is with renewables combined with storage technologies. In particular, complete coverage of decentralized regions by microgrids is technically feasible today and is more cost-effective than by SMRs; this also applies to seawater desalination.

SMRs are nuclear power plants with low electrical output but would be integrated into a large, global production system, which extends from the mining of raw materials and fuel element production (“front end”) to the dismantling of the plants and intermediate and final storage (“back end”). Modularity can theoretically consist of both standardized construction of reactors and the mass production of components. Significant cost savings due to greater modularity have not been observed in past reactor developments and are not expected in the future. Modularity in the assembly of reactors can possibly yield slight productivity increases, but is also associated with increasing transport requirements.

Due to the low electrical capacity, the specific construction costs are higher for SMRs than for large nuclear power plants due to the loss of economies of scale. However, the hypothesis is formulated that the modular, standardized, factory production of SMRs should be able to reduce both the total construction costs and the construction times of such systems. Production cost calculations performed in the context of this report, taking into account scale-, mass-, and learning effects from the nuclear industry, suggest that about three thousand SMRs would have to be produced to make SMR production economically feasible. Thus, the structural cost disadvantage of low-power reactors is not expected to be compensated by learning or mass effects.

Another important reason stated for the development of SMR concepts is the expectation of shorter time horizons, in particular shorter construction times, and possibly also uncomplicated dismantling.

An evaluation of plants currently planned, under construction or in operation does not confirm this assumption. On the contrary: planning, development and construction times usually exceed the original time horizons many times over. Experience with historical SMRs indicates that the operating times of non-light water reactors are short and that decommissioning proves to be very lengthy.

Analogous to the construction and operation of high-capacity nuclear power plants, the complex production chain poses special challenges for the design of interfaces between the companies involved. In particular, coordinating the production of the forged parts presents companies with major challenges. For example, in the NuScale SMR concept, the forged parts required exceed the capacities of the US forges.

Despite the participation of some new companies, the field remains dominated by traditional developers, especially the major research institutions and well-known nuclear engineering companies such as Fluor (NuScale), GE-Hitachi, Rosatom or Westinghouse. On the other hand, some companies active in the nuclear industry but not involved in reactor construction or design to date are active in the SMR field (Holtec, Urenco). However, traditional reactor suppliers such as Westinghouse or GE-Hitachi do not appear to be seriously pursuing SMR development (discontinuation of projects, unclear development status). As with large-capacity nuclear power plants, SMR supply decisions are entirely take by state regulation, e.g. through captured electricity end users, or military demand. While spin-offs from government-funded large-scale research institutions are developing and there are also newly formed start-ups, their business models also rely on long-term government funding. Overall, it is not foreseeable that SMR concepts will be able to develop different organizational models than those used in the nuclear field for the last 70 years.

Regulatory requirements

With a planned worldwide spread of SMR, new kinds of questions arise for the responsible licensing and supervisory authorities. For example, no SMR-specific national or international safety standards have been established to date. Since many SMR developers are aiming for worldwide use of their SMR concepts, this would require international standardization.

Many of the current nuclear regulatory requirements are in principle transferable to SMR concepts. SMRs are expected by various regulatory authorities to meet at least the integral safety level required today for new nuclear power plants.

At the same time, it is being discussed to what extent simplified regulatory requirements based on a graded approach can be sufficient for SMRs. Simplified technologies may be used for SMRs and the radioactive inventory of an individual reactor is lower due to the lower power of SMRs. Thus there could be a fundamentally reduced risk potential for SMR plants. The details of implementing such a graded approach remain however methodologically largely open.

In particular, this raises the question of what integral safety level will be required of SMR concepts, and whether the claim made by SMR developers of improved safety compared to today's new nuclear power plants will finally be implemented in a real plant.

In detail, the implementation of an SMR would require adaptation of the national safety regulations. Today's regulations are generally based on water-cooled reactor concepts. For new manufacturing processes, novel materials or new technological solutions for safety functions, as discussed for SMR concepts, new regulatory approaches may be required. This is especially true for non-water cooled concepts and may involve a potentially significant lead time before such SMR concepts are approved.

Regulatory issues also arise due to the special characteristics of SMR concepts or their planned areas of application. For example, issues of interactions between different SMR modules built at one site must be considered during operation and construction. Furthermore, if SMR plants are intended to provide process heat, the potential interaction with the receiving plants must also be considered.

In some cases, technologies are to be used in SMRs for which there is little or no corresponding operating experience. In many cases, suitable verification methods must still be developed and validated for these technologies. This may also require new calculation methods, new measurement procedures or new inspection technologies. Especially for non-water cooled SMR concepts, developers draw on historical experience from demonstration and research reactors. However, the transferability of the findings from such reactors to current concepts must be examined and justified in each case. Licensing authorities still see a considerable need for research and development in this respect.

Safety features

There are three fundamental safety functions to be performed for the safety of a nuclear power plant: the confinement of radioactive materials, the control of reactivity, and the cooling of the fuel.

Several sequential barriers are usually used to confine the radioactive materials, in today's nuclear power plants typically including the fuel rod cladding, the reactor coolant pressure boundary and a reactor containment.

For water-cooled SMR concepts, containment concepts comparable to those for today's light-water reactors are pursued. Some SMR concepts do not see the need for a reactor containment, as credited special containment properties already exist in the fuel. For such concepts, concrete determinations are required regarding the extent to which a sufficiently effective and reliable confinement of the radioactive inventories will be achieved. For this purpose, it would have to be specifically shown that, for each initiating event, the systems, structures and components required for the radiological containment function have been identified, and the respective required containment criteria for these systems, structures and components have been quantitatively developed. Specifically with respect to molten salt reactors, relevant differences arise for the confinement of radioactive materials because the fuel is not enclosed in a fuel rod as a barrier. The safety demonstration of the functional effectiveness of the containment must be redefined for such plants.

The control of reactivity in a nuclear power plant is achieved on the one hand by inherent neutronic properties of the reactor core and on the other hand by systems for control, shutdown and maintenance of subcriticality.

In practically all of the SMR concepts considered, reactivity control is essentially performed via control elements, as in today's light water reactors. Some SMR concepts use movable reflectors, an approach that is not followed in today's LWRs. Overall, this does not result in any significant differences with regard to reactivity control compared to today's power reactors.

In particular, the non-water cooled SMR concepts often emphasize individual inherent neutronic feedback properties that are advantageous from a safety point of view with regard to reactivity control. However, limiting the consideration to individual feedback properties would not be appropriate. Rather, the reactivity behavior of the reactor must be analyzed and evaluated in time and space under all physical changes to be considered (as in the case of malfunctions and

accidents). As a result of such analyses, various non-water cooled SMR concepts, for example, explicitly provide for a second, independent shutdown system.

As a major difference in fuel cooling compared to today's nuclear power plants, possibilities for "passive residual heat removal" are discussed for SMR concepts. Passive residual heat removal systems can in principle lead to an increased safety of a reactor system, since possible failure mechanisms of active components can be excluded and thus an increased reliability of the function can be achieved.

Passive cooling systems are also used to varying degrees in today's nuclear power plants. However, increased reliability cannot be assumed on the basis of passive characteristics alone. Theoretical and experimental demonstrations of the actual reliability of a concrete passive residual heat removal system are necessary, as well as detailed analyses of the operating boundary conditions to be assumed under various possible accident scenarios.

The safety-related properties of the reactor must also be analyzed, taking into account the possible spectrum of events. Internal events such as pump failure, power supply loss in the equipment, pipeline leaks or hazards such as internal fires can play a significant role. In addition, external hazards such as earthquakes, external flooding or extreme weather conditions must be considered. Furthermore, human-induced external hazards such as an accidental or terrorist-motivated aircraft crash as well as malevolent disruptive acts or other third-party interventions must be considered.

Design measures such as an integral reactor pressure vessel are intended to eliminate or at least reduce the probability for certain events in some SMR concepts (particularly a large loss-of-coolant accident).

For non-water cooled SMR concepts, some event categories become less important, especially a loss-of-coolant accident. However, other event categories may gain in importance or be newly added.

External hazard can become more significant for SMR plants. The strength of potential external hazards to be considered is typically determined on a site-specific basis. In some cases, SMR concepts are intended for use in remote regions or to supply industrial plants. In these cases, sites cannot be freely selected. Especially for sea-based SMR concepts, further questions may arise with regard to natural hazards.

Overall, the initiating events to be postulated for SMR concepts, including internal and external hazards, must be identified and analyzed using a systematic approach. This approach must encompass all operating or construction conditions of a plant, including modular design if necessary.

Another central safety requirement is the implementation of the concept of Defence in Depth (DiD). In addition to measures to avoid the occurrence of accidents or to control accidents, preventive and mitigative measures and equipment for internal accident management are required. Furthermore, measures shall be planned to support the external accident management for the protection of the population outside of the site of a nuclear power plant.

With respect to measures and equipment for internal accident management, similar measures to those for today's nuclear power plants are discussed in principle for SMR concepts. However, it cannot be conclusively determined at present whether such measures are going to be implemented in all SMR concepts, or whether some will not be implemented due to an expected higher reliability of other safety measures.

Questions regarding the necessity and sizing of the planning zones (areas, for which radiological contamination must be assumed in case of severe accidents) for off-site emergency protection in SMR concepts remain open. Extensive investigations are required, especially with regard to enveloping source terms for the individual reactor designs and the possible interactions in multi-unit plants. So far, in contrast to what is sometimes stated by SMR-developers, a need for planning zones that extend significantly beyond the plant site must be assumed for off-site emergency protection in SMRs.

As a measure of the safety level achieved by an SMR concept, integral parameters from probabilistic safety analyses (PSA) are used in various cases, such as the frequency with which core damage can be expected per reactor operating year. In principle, PSAs are used to check the balance of the safety-related design of a nuclear power plant. The results of integral parameters must be used with caution, since they can depend heavily on the methods and data used. Also, PSA methods must still be further developed or adapted for SMR concepts. Integral parameters in particular can therefore have high uncertainties. Low PSA parameters are also presently being derived for newer nuclear power plants with high power. Taking into account the increased number of reactors required to provide the same electrical energy production, the extent to which specific SMR concepts actually achieve relative increased safety thus remains unclear.

Various non-water cooled SMR concepts envisage the use of higher uranium enrichments, plutonium as fuel as well as reprocessing of spent fuel. This is fundamentally detrimental to proliferation resistance. Furthermore, a worldwide proliferation of the facilities in high numbers, which is intended by the developers, would lead to a corresponding proliferation of fissile material, which is problematic with regard to proliferation risks. Another often cited difference of SMR concepts compared to today's power reactors is the use of systems that have a long operating lifetime and that would be delivered as a closed system. This could simplify monitoring through sealing and minimize transportation of fissile material. The high burnup of the fuel also makes the fissile material unattractive for potential proliferators after some time. However, the high amount of fissile material required at the beginning of reactor operation has disadvantages. An additional aspect concerns the possibilities of fissile material monitoring by the International Atomic Energy Agency. Many of the standard methods for fissile material monitoring do not directly fit the specifics of SMR concepts, thus new challenges arise.

Overall, SMRs could potentially achieve safety advantages compared to power plants with a larger power output, as they have a lower radioactive inventory per reactor and aim for a higher safety level especially through simplifications and an increased use of passive systems. In contrast, however, various SMR concepts also favour reduced regulatory requirements, for example, with regard to the required degree of redundancy or diversity in safety systems. Some developers even demand that current requirements be waived, for example in the area of internal accident management or with reduced planning zones, or even a complete waiver of external emergency protection planning. Since the safety of a reactor plant depends on all of these factors, based on the current state of knowledge it is not possible to state, that a higher safety level is achieved by SMR concepts in principle.

1 Einleitung

SMR-Konzepte („Small Modular Reactors“) gehen auf Entwicklungen der 1950er Jahre zurück, insbesondere den Versuch, Atomkraft als Antriebstechnologie für Militär-U-Boote nutzbar zu machen. Die Internationale Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency, IAEA) definiert SMRs als eine Untergruppe kleiner Reaktoren mit einer elektrischen Leistung von typischerweise bis zu 300 MW_e, die nach Möglichkeit industriell (massen-)gefertigt und bei Bedarf an Versorger zur Installation geliefert werden sollen (IAEA 2020a). Im Kontext der Diskussionen über die Nutzung zukünftiger Kernreaktoren, insbesondere auch als Maßnahme gegen den Klimawandel, erfährt das Konzept der SMR seit einiger Zeit wieder größere Aufmerksamkeit.

Weltweit existieren heute unterschiedlichste Konzepte und Entwicklungen für SMR. Die überwiegende Mehrzahl davon bewegt sich auf der Ebene von Konzeptstudien. Im Jahr 2020 wurden zwei SMR-Pilotanlagen, die beiden russischen KLT-40S Reaktoren, in Betrieb genommen. Teilweise werden auch andere in Betrieb befindliche Anlagen wie der chinesische Versuchsreaktor für schnelle Neutronen (CEFR) sowie der indische Schwerwasserreaktor (PHWR-220) den SMR zugerechnet. Weitere Anlagen wie der chinesische Hochtemperaturreaktor (HTR-PM) oder der argentinische Leichtwasserreaktor (CAREM) befinden sich – zum Teil schon seit längerer Zeit – in Bau. Neben traditionellen aktiven Kernenergieländern wie beispielsweise den USA, China, Russland, dem Vereinigten Königreich oder Kanada zeigen auch andere Länder Interesse an Importen von SMR, wie z. B. Saudi-Arabien und Jordanien. Mit einer weltweiten Verbreitung der Technologie würden sich allerdings grundsätzliche Fragen der nuklearen Sicherheit und der Nichtweiterverbreitung von spaltbarem Material ergeben. Darüber hinaus ist die Standardisierung von Reaktoren ein Schlüsselparameter bei der Herstellung von SMRs, sodass diverse nationale Regelwerksvorschriften harmonisiert werden müssten. Schließlich ist die Finanzierung dieses SMR-Handels unsicher und die potenziellen Importländer verfügen über kostengünstigere Alternativen zur Energieversorgung.

Es ist damit zu rechnen, dass SMRs im internationalen Austausch zu einem wichtigeren Thema werden. Kenntnisse über die mit dieser Technologie verbundenen Risiken sind entscheidend, um die deutschen Interessen in der internationalen Zusammenarbeit vertreten zu können. Dabei ist insbesondere die Verfolgung von neuesten Entwicklungen und des Standes von Wissenschaft und Technik von Bedeutung.

Vor diesem Hintergrund hat das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) das Öko-Institut mit der Erstellung eines Gutachtens beauftragt, das einen Überblick der gegenwärtig international unter dem Begriff SMR verfolgten Reaktorkonzepte, eine wissenschaftliche Einschätzung zu möglichen Einsatzbereichen und den damit verbundenen Sicherheitsfragen und Risiken liefern soll. Die Erarbeitung dieses Gutachtens erfolgte in Zusammenarbeit mit dem Fachgebiet für Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP) der TU Berlin sowie dem Physikerbüro Bremen (PhB).

In Kapitel 2 dieses Berichts wird zunächst eine Übersicht zu den weltweit verfolgten SMR-Konzepten erstellt. Neben einer knappen historischen Einführung erfolgt dazu eine Auseinandersetzung mit dem Begriff SMR, für den bis heute keine einheitliche internationale Definition existiert. Für den Zweck dieses Gutachtens wird daher auf Basis einer Auswertung verschiedener internationaler Begriffsverwendungen eine Definition von SMR eingeführt. Daran anschließend erfolgt eine Charakterisierung und Darstellung wesentlicher SMR-Typen sowie exemplarischer SMR-Konzepte auf Basis einer Gesamtübersicht und einer Kurzdarstellung von SMR-Konzepten in Anhang 6. Diese Auswertung wurde gemeinsam von Öko-Institut und WIP erstellt.

Im Anschluss an die Darstellung derzeit diskutierter SMR-Konzepte erfolgt in Kapitel 3 eine Analyse der Staaten, die sich mit SMRs beschäftigen, potenzieller Einsatzbereiche sowie der institutionellen Rahmenbedingungen, insbesondere der Finanzierung und der Produktion. Diese wird durch eine Betrachtung der potenziellen Modularität der SMR-Konzepte, insb. im Hinblick auf mögliche Produktionskostenvorteile und effiziente Unternehmensstrukturen ergänzt. Diese Auswertung wurde federführend vom WIP erstellt.

Kapitel 4 beschäftigt sich dann mit regulatorischen Fragestellungen im Zusammenhang mit einer möglichen Einführung von SMR-Konzepten. Dazu werden zunächst ausgewählte nationale sowie internationale Regelwerksdiskussionen zu neuen Reaktorkonzepten und speziell SMR dargestellt. Spezifische Fragen zu SMR treten vor allem in konkreten Genehmigungsprozessen auf. Daher werden im Weiteren eine knappe Übersicht zu den weltweit in Betrieb, in Genehmigung oder auch in Vorstufen von Genehmigungsprozessen befindlichen Anlagen erstellt und in diesem Kontext aufgetretene offene Fragestellungen identifiziert.

Schließlich beschäftigt sich Kapitel 5 mit den Sicherheitseigenschaften von SMR-Konzepten. Auf Basis der exemplarischen Darstellungen von SMR-Konzepten in Anhang 6.2 werden hier wichtige, von den Entwicklern benannte Eigenschaften von SMR-Konzepten und ihre Bedeutung hinsichtlich verschiedener sicherheitstechnischer Fragestellungen analysiert. Dabei werden auch Fragen im Zusammenhang mit der Nichtweiterverbreitung von spaltbarem Material adressiert. Mögliche Vorteile von SMR-Konzepten, aber auch offene Fragestellungen oder sich aufgrund neuartiger technologischer Ansätze potenziell ergebende neue Problemfelder werden dabei identifiziert. Die Kapitel 4 und 5 wurden gemeinsam vom Öko-Institut und dem PhB erarbeitet.

Dem Bericht ist eine Zusammenfassung der wesentlichen Ergebnisse vorangestellt.

2 Übersicht über SMR-Konzepte

In diesem Kapitel wird zunächst eine knappe Übersicht zu ersten historischen Reaktorkonzepten gegeben, bei denen es sich um Reaktoren mit geringer Leistung handelte und die aus heutiger Sicht gegebenenfalls auch in die Kategorie der SMR eingeordnet werden könnten. Daran anschließend werden anhand verschiedener, international verwendeter Begriffsdefinitionen für SMR unterschiedliche Charakteristika diskutiert, die mit dem Begriff eines SMR verbunden werden. Für den Zweck dieses Gutachtens erfolgt eine Definition des Begriffs SMR. Schließlich erfolgt eine Übersicht zu SMR-Konzepten und einer möglichen Gruppierung dieser Konzepte zu wesentlichen Reaktortypen.

2.1 Knappe Historie der Entwicklung von Reaktoren mit geringer Leistung

Der erste Kernreaktor mit (aus heutiger Sicht) geringer Leistung, der später modular hochskaliert wurde, war der „Submarine Thermal Reactor“ (STR) der US Navy, welcher im März 1953 erstmals kritisch wurde. [1] Dieser Druckwasserreaktor wurde unter der Leitung von Admiral Hyman Rickover zum atomaren Antrieb von U-Booten entwickelt und zum Modell vieler kommerzieller Kernreaktoren. Nach dem Bau des Prototyps S1W[2] wurde der S2W das Standardmodell für das erste Atom-U-Boot weltweit, die Nautilus, vergleiche auch Anhang 6.2.2.4. Aufgrund des hohen politischen und militärischen Drucks wurde der S2W nach nur wenigen Jahren der Entwicklung in Rekordzeit gebaut und 1955 in Betrieb genommen. Er lief weitgehend reibungslos über mehrere Jahrzehnte und wurde 1974 außer Betrieb genommen. Es folgte eine Reihe von Weiterentwicklungen der Familie bis zum S5W-Reaktor.

Am Beispiel eines der am weitesten fortgeschrittenen SMR-Konzepte zeigt sich die Kontinuität der technischen Ansätze und die Überschneidung mit anderen Reaktorkonzepten besonders deutlich: Dabei handelt es sich um die beiden russischen KLT-40S-Reaktoren, welche seit 2020 in Betrieb sind. Diese Reaktoren sind Weiterentwicklungen von Druckwasserreaktoren aus früheren Schiffsantrieben für Eisbrecher (IAEA 2020a, S. 111), siehe auch Anhang 6.2.2.2.

Elk River („Rural America's First Atomic Power Plant“) war ein Prototyp eines Siedewasserreaktors mit einer elektrischen Leistung von 22 MW_e, der vom US-Energieministerium entwickelt wurde, vergleiche Anhang 6.2.1.3. Wie in (Öko-Institut e.V. 2017) dargestellt, war dieser Reaktor bereits vom Grundsatz als ein „modularer“ Reaktor konzipiert, dessen Reaktordruckbehälter aufgrund seiner begrenzten Größe auch mit konventionellen Schwerlasttransportern auf der Straße bis in entlegene Regionen hätte transportiert werden können. Er wurde ab Januar 1959 errichtet und nahm nach 66 Monaten (1964) offiziell seinen kommerziellen Betrieb auf. Nach Entdeckung von Leckagen am primären Kühlkreislauf wurde beschlossen, dass eine Reparatur zu teuer sei. Am ersten Februar 1968, nach weniger als vier Jahren Betrieb, wurde der Reaktor daher endgültig stillgelegt.

Neben diesen historischen wassergekühlten Reaktoren, die zu dem heute in der Form von Leichtwasserreaktoren weltweit am weitesten verbreiteten Reaktortyp führten, wurden jedoch auch andere Reaktortypen frühzeitig untersucht (vergleiche Kapitel 2.3).

[1] Dies bedeutet, dass es zum ersten Mal zu einer selbsterhaltenden Kettenreaktion im Reaktor gekommen ist.
[2] S steht dabei für „submarine platform“, die Zahl (1 bis 5) für die Generation des Reaktorkerns und W für Westinghouse als Designer.

Der erste kommerzielle Hochtemperaturreaktor (HTR) in Peach Bottom wurde 1966 kritisch, vergleiche Anhang 6.2.3.3, nachdem die Idee für einen HTR erstmals im Jahr 1946 formuliert wurde. Nach relativ kurzer Bauzeit wurde der Reaktor über mehrere Jahre ab- und wieder angefahren, insbesondere aufgrund von Problemen mit den Brennelementen. 1974 wurde er endgültig abgeschaltet. Der Rückbauprozess dauerte über vier Jahrzehnte und wurde erst 2017 beendet. (Thomas 2011) und (Ramana 2016) führen die Entwicklung der Hochtemperaturreaktor-Konzepte detailliert aus und erklären die bisher geringen Erfolge auf dieser Strecke.

Die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren in Deutschland begann mit dem Jülicher AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich), welcher nach ca. 15-jähriger Entwicklung und Bau im Jahr 1966 erstmals kritisch wurde. Als erster kommerzieller Hochtemperaturreaktor folgte in Deutschland der Thorium-Hochtemperaturreaktor (THTR) auf den AVR, vergleiche Anhang 6.2.3.4. Der THTR hatte ebenfalls eine lange Entwicklungs- und Bauzeit (seit 1971) und wurde 1983 in Betrieb genommen. Allerdings erfolgte erst 1987 die erste kommerzielle Stromerzeugung. Aufgrund unüberschaubarer technischer und finanzieller Risiken wurde er 1988 außer Betrieb genommen (Öko-Institut e.V. 2017, 62 ff.). Seitdem befindet er sich im langfristigen Einschluss, ein Datum für den endgültigen Rückbau ist nicht bekannt.

Mit dem Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) wurde die Technik von Salzschmelzereaktoren (Molten Salt Reactor, MSR) untersucht, vergleiche Anhang 6.2.5.2. Nach (Öko-Institut e.V. 2017) wurde der MSRE unter der Leitung von Alvin Weinberg vom Oak Ridge National Laboratory (ORNL) in den USA entwickelt. Ursprünglich wurde das Konzept des MSR aufgrund hoher Leistungsdichte und der damit einhergehenden potenziell kompakten Bauweise für den Antrieb von Flugzeugen seit Ende der 1940er Jahre untersucht (Aircraft Nuclear Propulsion Program, ANP). Beginnend 1956 wurden am ORNL auch MSR-Konzepte für die stationäre Energiegewinnung erforscht. Dabei wurden zunächst Reaktorkonzepte mit zwei getrennten Salzschmelzen – eine Salzschmelze mit spaltbarem Brennstoff und eine zweite, getrennte Salzschmelze mit Ausgangsmaterial (Uran oder Thorium) zum Erbrüten neuen Spaltstoffs – untersucht. Ab 1960 wurde das „Molten Salt Reactor Experiment“ (MSRE) durchgeführt. Dazu wurde aufgrund des einfacheren Designs zunächst ein thermischer Reaktor mit Graphitmoderator basierend auf einer einzigen Salzschmelze mit darin gelöstem Spaltmaterial ausgewählt. Der Reaktor wies eine thermische Leistung von 8 MW_{th} auf und wurde zwischen 1965 und 1969 für etwa 18.000 Stunden betrieben. Seit der Abschaltung im Jahr 1969 befindet sich das Reaktorgebäude in unverändertem Zustand, die Salzschmelze befindet sich noch in erstarrter Form im Reaktor.

Auch in den folgenden Jahrzehnten wurden immer wieder Konzepte für SMR diskutiert. Eine Übersicht zu aktuellen ebenso wie ausgewählten historischen Konzepten gibt Anhang 6.1.

2.2 Zur Begriffsbestimmung von SMR

Die Umdefinition des traditionellen Begriffs SMR für „Small and Medium Sized Reactors“ erfolgte vom U.S. Department of Energy (DoE) im Kontext des Energy Policy Acts (2005) und Versuchen, neue Entwicklungsperspektiven für Atomkraft zu erschließen (Chu 2010). Trotz einer längeren Geschichte der Verwendung des Begriffs SMR gibt es bis heute keine einheitliche, international übliche Definition eines SMR. In diesem Abschnitt werden daher wichtige Definitionen von SMR

dargestellt, die darin enthaltenen Elemente diskutiert und eine Arbeitsdefinition für die weitere Diskussion von SMR im Rahmen dieses Gutachtens entwickelt.[3]

2.2.1 Unterschiedliche Begriffsansätze

Die Internationale Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency, IAEA) erfasst Entwicklungen im Bereich neuer Reaktorkonzepte im „Advanced Reactor Information System“ (ARIS), siehe (IAEA 2020e). Auf dieser Basis veröffentlich sie regelmäßig eine Publikation („Booklet“) zum Status der SMR-Entwicklung, zuletzt (IAEA 2020a). Während in den Jahren 2011 und 2012 dieses Booklet noch „Small and Medium Sized Reactor Designs“ betitelt war und laut Definition auch Reaktorkonzepte bis zu einer Leistung von 700 MW_e umfasste, werden seit 2014 explizit „Small Modular Reactor Technology Developments“ dargestellt. Der Begriff der SMR ist hier wie folgt definiert:

> *“SMRs are newer generation reactors designed to generate electric power typically up to 300 MW, whose components and systems can be shop fabricated and then transported as modules to the sites for installation as demand arises.”*

Diese Definition umfasst Reaktoren für die Stromerzeugung mit einer elektrischen Leistung unter 300 MW_e und verweist auf die Möglichkeit einer industriellen Herstellung und der Transportierbarkeit einzelner Reaktormodule.

Im Jahr 2015 hat sich bei der IAEA das „SMR Regulator’s Forum“ etabliert (IAEA 2021). Dieses diskutiert regulatorische Fragestellungen im Zusammenhang mit der Einführung von SMRs, vergleiche auch Kapitel 4.1.1. Es definiert SMR wie folgt (SMR Regulators' Forum 2018e):

> *“For the purposes of this forum, Small Modular Reactors are Nuclear Power Plants that typically have several of these features:*
>
> - *Nuclear reactors typically < 300 MWe or <1000 MWt per reactor;*
> - *Designed for commercial use, i.e., electricity, production, desalination, process heat (as opposed to research and test reactors);*
> - *Designed to allow addition of multiple reactors in close proximity to the same infrastructure (modular reactors);*
> - *May be light or non-light water cooled;*
> - *Use novel designs that have not been widely analysed or licensed by regulators.”*

Diese Definition ist offen in dem Sinne, dass SMRs einzelne der genannten Eigenschaften aufweisen können, aber nicht müssen. Sie verweist neben einer Obergrenze für eine elektrische Leistung alternativ auch auf eine Obergrenze für die thermische Leistung eines SMR, was insbesondere für Konzepte relevant ist, die nicht für die Stromproduktion sondern beispielsweise zur Bereitstellung von Wärme (für industrielle Prozesse oder auch als Nah- und Fernwärme) konzipiert werden. Sie definiert SMRs als kommerzielle Anlagen und schließt dabei Forschungs- oder Materialtestreaktoren aus. Sie verweist darauf, dass SMRs für eine größere Bandbreite kommerzieller Anwendungen, also neben der reinen Stromerzeugung beispielsweise auch zur Meerwasserentsalzung oder zur

[3] Aufgrund der Heterogenität der Begriffsansätze wird in diesem Gutachten auf eine Übersetzung von „SMR“ ins Deutsche abgesehen.

Bereitstellung von Prozesswärme einsetzbar sein sollen. Auf die Bedeutung unterschiedlicher Einsatzfelder wird im Detail in Kapitel 3.2 eingegangen.

Den Begriff der Modularität greift diese Definition in der Form auf, dass mehrere Reaktoren in räumlicher Nähe an einem Standort errichtet werden können. Die Definition umfasst sowohl Leichtwasserreaktoren als auch nicht-Leichtwasserreaktoren, versteht unter SMRs jedoch vorrangig Reaktorkonzepte, die bislang noch nicht umfangreich begutachtet oder genehmigt wurden.

Eine umfassende Zusammenstellung von SMR-Konzepten bietet auch die World Nuclear Association (WNA 2020). Sie definiert SMR als:

> *"Small modular reactors (SMRs) are defined as nuclear reactors generally 300 MWe equivalent or less, designed with modular technology using module factory fabrication, pursuing economies of series production and short construction times."*

Sie verweist damit ebenfalls auf eine Obergrenze für die elektrische Leistung eines SMR, bezieht den Begriff der Modularität jedoch auf die Herstellungstechnologien sowie die fabrikgefertigte Herstellung einzelner Reaktormodule, was insbesondere zu ökonomischen Vorteilen sowie kürzeren Bauzeiten führen soll.

Eine weitere Begriffsbestimmung für SMR verwendet die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) in (NEA 2020b):

> *"SMRs are generally defined as reactors with power outputs of between 10 MWe and 300 MWe that integrate higher simplification, modularisation, standardisation and factory-based construction in their design to maximise the economic advantages of series production. The various modules can be transported and assembled on-site, with the shorter lead times enhancing construction predictability and savings."*

In dieser Definition wird insbesondere auch eine untere Leistungsgrenze von SMRs eingeführt und damit eine neuere Kategorie von SMRs, sogenannte Mikroreaktoren aus der Definition SMR ausgeschlossen. Auch diese Definition verweist auf das Ziel einer ökonomischen Optimierung in der Herstellung von SMRs und sieht insbesondere auch eine Standardisierung von SMRs als zentralen Bestandteil dieser Entwicklung.

Diese Aspekte werden auch in einer Definition des US-amerikanischen Nuclear Energy Institute aufgegriffen, zusätzlich wird hier auch die Erwartung einer erhöhten Qualität der Komponenten von SMRs durch eine fabrikgefertigte Herstellung formuliert:

> *"SMRs are advanced reactors that produce 300 megawatts or less of electricity. They utilize components that can be factory-built — minimizing costs, improving quality and reducing construction schedules."*[4]

Ohne einen Bezug auf den Begriff der Modularität werden demgegenüber SMRs von der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde, der U.S. NRC definiert (NRC 2020n):

> *"The NRC refers to light water reactor (LWR) designs generating 300 MWe or less as small modular reactors (SMRs)."*

[4] Nuclear Energy Institute, Small Modular Reactors. https://www.nei.org/advocacy/build-new-reactors/small-modular-reactors, zuletzt aufgerufen am 15.01.2021.

Im Sinne dieser Definition umfassen SMRs ausschließlich Leichtwasserreaktorkonzepte. Andere Reaktorkonzepte, unabhängig von ihrer Leistungsgröße, werden von der U.S. NRC unter dem Begriff der „Advanced Reactors“ zusammengefasst (NRC 2020g).

Eine ähnliche Unterscheidung wird von der britischen Regierung vorgenommen, sie formuliert in (BEIS 2020):

> *“Advanced Nuclear Technologies (otherwise known as small nuclear or small reactor technologies) encompass a wide range of nuclear reactor technologies under development. The technologies share common attributes:*
>
> - *smaller than conventional nuclear power station reactors*
> - *designed so that much of the plant can be fabricated in a factory environment and transported to site, reducing construction risk and making them less capital-intensive.*
>
> *Generally advanced nuclear technologies fall into one of 2 groups:*
>
> - *Generation III water-cooled Small Modular Reactors (SMRs), similar to existing nuclear power station reactors but on a smaller scale*
> - *Generation IV and beyond Advanced Modular Reactors (AMRs), which use novel cooling systems or fuels to offer new functionality (such as industrial process heat) and potentially a step change reduction in costs”*

Auch hier werden die beiden Gruppen der wassergekühlten Reaktoren (als SMRs) und sonstige (nicht-wassergekühlte) Reaktoren als „Advanced Modular Reactors (AMRs)“ unterschieden, wobei letztere der sogenannten „Generation IV“ zugeordnet werden, vergleiche auch (GIF 2002; 2014).

Die kanadische Aufsichtsbehörde Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) beschreibt SMR als (CNSC 2020d):

> *„The term SMR refers to a nuclear reactor facility that is usually smaller than a traditional nuclear power plant, and that may employ multiple novel technological approaches, such as passive/inherent safety features, and extensive use of factory-built modules. Common terms used internationally to describe these designs include advanced reactor technologies and advanced modular reactors.”*

Sie verzichtet dabei auf die explizite Angabe einer Leistungsgröße, schließt aber explizit „advanced reactor technologies“, also auch nicht-wassergekühlte Reaktorkonzepte mit ein.

Aus den oben dargestellten Definitionen verschiedener Organisationen können zentrale Elemente einer Definition von SMR identifiziert werden:

- Die Leistungsgröße: Hierbei wird typischerweise eine Obergrenze (≤ 300 MW_e, ≤ 1000 MW_{th}), in einem identifizierten Einzelfall auch eine untere Grenze (> 10 MW_e) eingeführt.
- Das Reaktorkonzept: Hierbei wird insbesondere zwischen wassergekühlten Reaktorkonzepten und sonstigen (nicht-wassergekühlten) Reaktorkonzepten unterschieden, wobei letztere auch als fortgeschrittene Konzepte bezeichnet und einer vierten Reaktorgeneration (Generation IV) zugeordnet werden.

Weitere Bestandteile der verschiedenen Definitionen stellen teilweise direkt oder indirekt einen Bezug zum Begriff der Modularität her und umfassen Aspekte wie

- mehrere „Module“ an einem Standort,
- industrielle Herstellung, Standardisierung, verbesserte Qualität,
- reduzierte Komplexität,
- Transportierbarkeit (von Einzelkomponenten, einem Reaktormodul oder dem Gesamtsystem),
- verringerte Kosten, geringe Errichtungszeiten, kommerzielle Nutzung (keine Forschungs- und Testreaktoren) sowie
- breite Anwendungsfelder (Stromerzeugung, Wärmebereitstellung, Meerwasserentsalzung u. a.).

2.2.2 Arbeitsdefinition für dieses Gutachten

Der Begriff SMR ist somit in Literatur und Praxis nicht eindeutig definiert und umfasst, je nach Ansatz, unterschiedlich Aspekte.

Lediglich bei der Größe gibt es eine Konvergenz zwischen den Ansätzen. Als „klein“ wird im Allgemeinen eine Größe unterhalb einer elektrischen Leistung von 300 MW_e (1000 MW_{th}) angenommen. Hierdurch werden zwar einzelne, in verschiedenen Zusammenstellungen als SMR bezeichnete Reaktorkonzepte ausgeschlossen, vergleiche die Übersicht in Anhang 6.1. Eine Abgrenzung „kleiner“ Reaktoren gegenüber sonstigen Reaktoren ohne Leistungsobergrenze ist jedoch wenig sinnvoll. In den letzten Jahren werden verstärkt auch Konzepte mit einer sehr kleinen elektrischen Leistung von weniger als 10 MW_e diskutiert, die typischerweise als Mikroreaktor (MR) bezeichnet werden. Eine der betrachteten Definitionen schließt solche MR aus der Definition eines SMR aus. Da solche Konzepte im Rahmen dieses Gutachtens mit betrachtet werden sollen und die breite Mehrheit an Definitionen keine solche Untergrenze vorsieht, sehen wir diese bei einer Definition von SMR ebenfalls nicht vor.

Die erwarteten Vorteile von SMRs werden insbesondere durch das Adjektiv „modular“ bestimmt, welches wiederum sehr verschieden verwendet wird. So kann sich Modularität in einigen Fällen auf den Produktionsprozess beziehen und beinhaltet Aspekte wie Massenproduktion von transportfähigen Modulen und kürzere Bauzeiten. Gleichzeitig beschränkt die Transportierbarkeit die maximale Größe, die einzelne Reaktormodule beziehungsweise Elemente der Reaktormodule aufweisen können. Modularität kann aber auch einen hoch standardisierten und vereinfachten Produktionsprozess implizieren.

Ein weiterer Aspekt der Modularität, der oft im Zusammenhang mit SMRs diskutiert wird ist der „modulare Einsatz“ mehrerer Reaktoren unter Nutzung derselben Infrastruktur. Der Standort beziehungsweise das Kraftwerk ist dann so konzipiert, dass das Hinzufügen von mehreren Reaktoren in unmittelbarer räumlicher Nähe möglich ist.

Insgesamt soll die Modularität signifikante Kostenersparnisse implizieren und somit eine höhere Wettbewerbsfähigkeit gegenüber heutigen Kernkraftwerken mit großer Leistung, sei es durch die Etablierung einer Massenproduktion („economies of mass production”), einer hohen Standardisierung („Vereinfachung und Lerneffekte“) oder durch die Nutzung der gleichen Infrastruktur („co-siting economies”). Die einzelnen Aspekte der Modularität und die damit verbundenen ökonomischen Konzepte werden im Kapitel 3.3 näher betrachtet und diskutiert.

Eine Einschränkung von SMRs auf solche Reaktorkonzepte, die nur spezifische dieser Eigenschaften (wie Modularität, Mobilität oder bestimmte Einsatzfelder) erfüllen, würde wiederum eine größere Anzahl von generell unter dem Begriff SMR diskutierten Konzepten ausschließen, vergleiche die Anhänge 6.1 sowie 6.2. Im Rahmen dieses Gutachtens werden SMR daher wie folgt definiert:

> SMRs („Small Modular Reactors“) sind Reaktoren, bei denen ein einzelner Reaktor eine elektrische Leistung von weniger als 300 MW_e (oder eine thermische Leistung von weniger als 1000 MW_{th}) aufweist. Dabei kann es sich sowohl um wassergekühlte als auch um sonstige (nicht-wassergekühlte) Reaktorkonzepte handeln.

Im folgenden Abschnitt werden wesentliche, heute im Bereich der SMR in Entwicklung befindliche Reaktortypen näher erläutert und auf exemplarische SMR-Konzepte hingewiesen, die diesen Typen zugeordnet werden können.

2.3 Wesentliche SMR-Typen

Wie im vorherigen Abschnitt diskutiert, besteht international kein einheitlicher Gebrauch des Begriffs SMR. Entsprechend ist die Zuordnung eines konkreten Reaktors oder eines Reaktorkonzeptes zur Kategorie SMR in unterschiedlichen Quellen bzw. Auflistungen uneinheitlich.[5] In Anhang 6.1 erfolgt eine Zusammenstellung verschiedener historischer sowie aktueller Reaktoren bzw. SMR-Konzepte, die in ausgewählten Quellen der Kategorie SMR zugeordnet wurden oder werden.

Die Zusammenstellung umfasst 136 Reaktoren bzw. SMR-Konzepte. Dabei sind auch 26 Demonstrations- oder Forschungsreaktoren (wie beispielsweise CEFR, HTR-10, HTTR) aufgelistet, die häufig ebenfalls als Beispiele für SMRs herangezogen werden. Bei diesen kann es sich jedoch auch um Projekte handeln, die eher der grundsätzlichen Entwicklung eines besonderen Reaktortyps dienen als der konkreten Entwicklung eines kommerziellen SMR-Konzepts, siehe die Diskussion im Folgenden. Auch kann es sich um Reaktoren mit geringer Leistung handeln, die ansonsten jedoch wenige Eigenschaften aufweisen, die üblicherweise SMR-Konzepten zugerechnet werden (wie beispielsweise EGP-6, PHWR-220). Schließlich sind in der Zusammenstellung in Anhang 6.1 auch noch Konzepte aufgelistet, die eine geplante elektrische Leistung aufweisen, welche von der Arbeitsdefinition eines SMR im Rahmen dieses Gutachtens nicht erfasst wird. Solche Konzepte werden in anderen typischen Zusammenstellungen von SMRs aufgeführt, in diesem Gutachten im Folgenden jedoch nicht mehr betrachtet.

Wie oben bereits dargestellt haben Reaktoren mit geringer Leistung eine lange Historie, die Zusammenstellung in Anhang 6.1 kann vor diesem Hintergrund keinen Anspruch auf Vollständigkeit erheben. Einzelne SMR-Konzepte weisen bereits eine sehr lange Entwicklungshistorie auf, so geht beispielsweise die Entwicklung des aktuell in Bau befindlichen CAREM bis in die 1970er Jahre zurück. Andere SMR-Konzepte sind neueren Datums. Auch bei solchen Konzepten kann es jedoch möglich sein, dass der entsprechende Entwickler bereits an anderen, früheren Konzepten Entwicklungsarbeiten geleistet hat, diese jedoch in ihrer ursprünglichen Form nicht mehr länger weiter verfolgt. Weiterhin unterliegen SMR-Konzepte während ihres Design-Prozesses bis zu einer finalen Bau- und Betriebsgenehmigung (und zum Teil auch darüber hinaus) einer kontinuierlichen

[5] Auffällig ist dies beispielsweise im Vergleich der Zusammenstellungen der IAEA einerseits im Rahmen der Datenbank des ARIS, andererseits in dem von der IAEA veröffentlichten Booklet, vergleiche auch Anhang 6.1.

Weiterentwicklung. Vor diesem Hintergrund können alle Angaben zu einzelnen Reaktorkonzepten nur Momentaufnahmen darstellen.

Ausgehend von der Zusammenstellung in Anhang 6.1 wurde auf Basis einer Reihe von Kriterien eine Auswahl von SMR-Konzepten ermittelt, vergleiche Anhang 6.2. Für diese erfolgt exemplarisch eine detailliertere Darstellung zu

- technischen und ökonomischen Eigenschaften sowie
- eine Kurzdarstellung zur Entwicklungsgeschichte und gegebenenfalls aktuellen Entwicklungen,
- zum Reaktorsystem sowie
- zu wesentlichen Sicherheitseigenschaften.

Typische Sicherheitseigenschaften, die von SMR-Konzepten für sich in Anspruch genommen werden, werden in Kapitel 5 dieses Gutachten diskutiert.

Die verschiedenen SMR-Konzepte werden in der Zusammenstellung anhand einer Einschätzung ihres Entwicklungsstatus charakterisiert. Dazu wurden die Kategorien „In Betrieb“, „In Bau“, „Genehmigt“, „In Genehmigung“, „In Vorprüfung zur Genehmigung“, „In Entwicklung“, „Unklar“, „Entwicklung unterbrochen“ sowie „Historisch“ eingeführt, vergleiche die Diskussion in Anhang 6.1 sowie in Kapitel 4.2.

Die Zusammenstellung macht zunächst deutlich, dass heute SMR-Konzepte in einer größeren Anzahl von Ländern und von unterschiedlichen Entwicklern verfolgt werden. Weiterhin wird für die SMR-Konzepte eine breite Auswahl an möglichen Einsatzfeldern benannt. Eine detailliertere Betrachtung dazu erfolgt in Kapitel 3.

Ferner ist erkennbar, dass SMR-Konzepte sich in wichtigen technischen Eigenschaften wie dem verwendeten Kühlmittel und der Verwendung eines Moderators unterscheiden. Bei einem Moderator handelt es sich um ein Material, dass dazu dient, die bei der Kernspaltung entstehenden hochenergetischen (schnellen) Neutronen abzubremsen und in langsame, sogenannte thermische Neutronen umzuwandeln. Ein Reaktorkonzept mit Moderator weist somit ein thermisches Neutronenspektrum auf, bei einem Konzept ohne Moderator halten dagegen schnelle Neutronen die Kettenreaktion aufrecht. Unter anderem auf Basis dieser Kriterien lassen sich die SMR-Konzepte verschiedenen Reaktortypen zuordnen, vergleiche hierzu beispielsweise (Neles und Pistner 2012, Kapitel 4).

Das Gutachten orientiert sich im Folgenden an einer Einteilung der Reaktorkonzepte entsprechend der Unterteilung in (IAEA 2020a), vergleiche auch Anhang 6.2. Dabei werden die SMR-Konzepte den wassergekühlten Reaktoren, den Hochtemperaturreaktoren (HTR), Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum, Salzschmelzereaktoren (MSR) sowie Mikroreaktoren (MR) zugeordnet. Für die wassergekühlten Reaktoren wird des Weiteren zwischen Konzepten unterschieden, die an Land errichtet werden sollen, und solchen, bei denen die Installation auf dem Wasser erfolgen soll (auf einem Schiff oder einer schwimmenden Einheit, im Englischen als „Floating Nuclear Power Plant“, FNPP bezeichnet).

2.3.1 Wassergekühlte SMR-Konzepte

Wassergekühlte Reaktoren stellen heute weltweit in der Form von Druckwasserreaktoren (302 Anlagen), Siedewasserreaktoren (63 Anlagen), Schwerwasserreaktoren (49 Anlagen) und leichtwassergekühlten, graphitmoderierten Reaktoren (12 Anlagen) die weit überwiegende Anzahl der in Betrieb befindlichen 443 Kernkraftwerke (IAEA 2020f; DIW; TU Berlin 2018). Lediglich 14 Anlagen sind den gasgekühlten, graphitmoderierten Anlagen und drei Anlagen den schnellen Reaktoren zuzuordnen. Damit stehen für wassergekühlte Reaktoren grundsätzlich eine umfangreiche betriebliche Erfahrung sowie eine breit ausgebaute Infrastruktur zur Verfügung.

Der Großteil der aktuell verfolgten bzw. weit fortgeschrittenen SMR-Konzepte sind den wassergekühlten Reaktoren zuzuordnen. (Ramana 2015) sowie (Öko-Institut e.V. 2017, S. 97) weisen ebenfalls darauf hin, dass ein Großteil aktueller SMR-Konzepte lediglich bestehende Leichtwasser-Designs wieder aufgreifen. Von der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC wird der Begriff SMR sogar ausschließlich für Leichtwasserreaktoren verwendet, vergleiche Kapitel 4.2.1. In Tabelle 6-1 sind insgesamt 52 wassergekühlte SMR-Konzepte erfasst. Diese umfassen sowohl 48 leicht- wie vier schwerwassergekühlte SMR-Konzepte. Für sieben wassergekühlte SMR-Konzepte wird (auch) eine seegestützte Variante (FNPP) diskutiert. Ein Konzept war als Unterwasserkonzept vorgesehen, die Entwicklung dieses Konzepts (Flexblue) ist jedoch unterbrochen. Fünf der Konzepte können auch als Mikroreaktoren eingestuft werden, siehe unten. Beispiele für wassergekühlte SMR-Konzepte sind in Anhang 6.2.1 zusammengestellt.

Zu den wassergekühlten SMR-Konzepten werden auch eher klassische Reaktoren mit geringerer Leistung wie beispielsweise der PHWR-220 gezählt, vergleiche Anhang 6.2.1.6. Beim PHWR-220 handelt es sich um die indische Weiterentwicklung eines schwerwassergekühlten, schwerwassermoderierten Druckwasserreaktors.

Es wird häufig darauf Bezug genommen, dass aktuelle SMR-Konzepte wesentliche Neuerungen gegenüber den „klassischen“ Leichtwasserreaktoren aufweisen. So befindet sich zum Beispiel bei integralen Reaktoren der Primärkreislauf mit allen zugehörigen Komponenten vollständig im Reaktordruckbehälter. Selbst die integralen SMR-Konzepte sind allerdings keinesfalls neu, sondern gehen auf Konzepte aus den 1960er Jahren zurück, die sowohl in den USA als auch in der Sowjetunion und sogar in Deutschland verwendet wurden. Wie bei den „Standard“-Druckwasserrektoren stammen integrale Reaktoren auch aus dem Schiffsbau. So wurden bereits in den 1960er Jahren integrale Reaktoren auf der US-amerikanischen NS Savannah und der deutschen Otto Hahn verbaut (Hoover Institution Press 2015, S. 22, Fußnote 10).

Ein Beispiel für ein wassergekühltes SMR-Konzept mit integralem Reaktordruckbehälter ist der CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares), vergleiche Anhang 6.2.1.2. Bei ihm sind sowohl der Druckhalter, die Steuerstäbe als auch zwölf gleichartige Dampferzeuger innerhalb des Reaktordruckbehälters untergebracht. Er wurde auf Vorschlag der argentinischen Marine in den 1970er Jahren entwickelt und 1984 erstmals der Öffentlichkeit vorgestellt. Nach mehreren Verzögerungen und Anpassungen des Designs wurde 2014, 30 Jahre später, mit dem Bau begonnen. Inzwischen spricht die Regierung allerdings nicht mehr von einem serienreifen SMR, sondern vielmehr von einem Prototyp, der eventuell in einer nächsten Stufe zu einem kommerziellen SMR-Konzept entwickelt werden kann. Nach mehreren Bauunterbrechungen und Finanzierungsschwierigkeiten, auch in Zusammenhang mit der makroökonomischen Instabilität Argentiniens, ist das weitere Vorgehen derzeit unklar.

Für das Design des ebenfalls integralen SMART-Konzeptes wurde in Südkorea eine Designgenehmigung erteilt, es wurde jedoch bislang keine Anlage errichtet. Aktuell findet eine Weiterentwicklung des Konzepts gemeinsam mit Saudi-Arabien statt, vergleiche Kapitel 4.2.8 und Anhang 6.2.1.7.

Mit dem NuScale befindet sich in den USA ein weiteres SMR-Konzept mit integralem Reaktordruckbehälter in einer fortgeschrittenen Phase der Designgenehmigung, vergleiche Kapitel 4.2.1.1 und Anhang 6.2.1.5. Weitere integrale Druckwasserreaktoren befinden sich in unterschiedlichen Stadien der Entwicklung, bspw. mPower (Anhang 6.2.1.4), SMR-160 (Anhang 6.2.1.8) oder Westinghouse SMR (Anhang 6.2.1.9). Mit dem BWRX-300 wird auch ein Siedewasserreaktor-Konzept verfolgt, siehe Anhang 6.2.1.1.

Zu den FNPP, vergleiche Anhang 6.2.2, zählt auch der 2020 erstmals in Betrieb gegangene KLT-40S. Das SMR-Konzept KLT-40S ist ein eher traditioneller Druckwasserreaktor, vergleiche Anhang 6.2.2.2. Er entstammt der Entwicklung für Schiffsantriebe und entspricht damit konzeptionell den seit den 1950er Jahren entwickelten, nicht-militärischen Schiffsantrieben in der Sowjetunion (Atomeisbrecher Lenin, 1959). Die 1998 begonnen Entwicklungsarbeiten des KLT-40S Konzepts beruhten auf vorherigen Generationen, insb. von Eisbrecherantrieben, siehe hierzu auch (Polar Institute 2020; NKS 2006). Der Inbetriebnahme des Schiffs Akademik Lomonossov mit dem KLT-40S Reaktor im Jahr 2020 ging eine 13-jährige Bauzeit voran. Auch hier ist die ursprüngliche Idee einer Hochskalierung aufgegeben worden: vielmehr wird derzeit auf der Basis des Prototypen KLT-40S ein Nachfolgekonzept entwickelt, der sogenannte RITM-200M (maritim), vergleiche Anhang 6.2.2.3, mit einem landgestützten Zwillingskonzept (RITM-200). Auch in China wird mit dem ACPR50S ein den FNPP zuzuordnendes SMR-Konzept verfolgt, vergleiche Anhang 6.2.2.1

2.3.2 Sonstige (nicht-wassergekühlte) SMR-Konzepte

2.3.2.1 Hochtemperaturreaktor-Konzepte

Gemäß der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2017) ist die wesentliche Eigenschaft von HTR-Konzepten die hohe Betriebstemperatur und die Betonung des Brennstoffes als primäre Barriere gegen Freisetzung. Es werden sowohl Kugelhaufen-Konzepte als auch Konzepte mit prismatischem Brennstoff diskutiert. Hochtemperaturreaktoren sollen bei Temperaturen von 750-950°C arbeiten, im Vergleich zu etwa 300°C in Leichtwasserreaktoren. Je höher die Arbeitstemperatur ist, desto höher kann der Wirkungsgrad zur Stromerzeugung und desto effizienter könnten mögliche angekoppelte Nutzungen der Prozesswärme sein, bzw. könnten bestimmte Prozesse überhaupt erst genutzt werden. Zur Kühlung wird anstelle von Wasser ein Gas, typischerweise Helium verwendet.

Als Brennstoff wird bei HTR-Konzepten TRISO-Brennstoff (tristructural-isotropic) vorgesehen. Dieser ist aus Brennstoffpartikeln mit einem Durchmesser von etwa 1 Millimeter aufgebaut, die von zwei Schichten pyrolytischem Kohlenstoff und einer Schicht Siliciumcarbid (SiC) überzogen sind. Damit soll insbesondere der Einschluss von entstehenden Aktiniden und Spaltprodukten erreicht werden. Diese Brennstoffpartikel werden mit einer Hülle aus Graphit umgeben. Der TRISO-Brennstoff selbst ist dabei in HTR-Konzepten die entscheidende Komponente zum erfolgreichen Einschluss von Radioaktivität im Reaktor. Aufgrund der Rückhaltefunktion der TRISO-Brennstoffhülle wird oft argumentiert, dass anderen Teilen der gestaffelten Sicherheitsbarrieren, wie einem Containment, weniger Bedeutung beigemessen werden muss. Die zwei Haupttypen von HTR unterscheiden sich darin, wie die TRISO-Brennstoffpartikel in den Reaktorkern eingebracht werden. In prismatischen HTR werden die TRISO Partikel in prismatisch geformten länglichen Graphitstäben

eingebettet, in Kugelhaufenreaktoren werden die Partikel in Graphitkugeln eines Durchmessers von etwa 6 cm eingebettet. Für eine grundsätzliche Diskussion der Entwicklung der Hochtemperaturreaktoren siehe (Öko-Institut e.V. 2017, Kapitel 6).

Die Übersicht in Tabelle 6-1 enthält 26 SMR-Konzepte, die den HTR zugeordnet werden können. Sechs der Konzepte können auch als Mikroreaktoren eingestuft werden, siehe unten. Aktuell finden Entwicklungen zu solchen Konzepten vor allem in den USA und China statt, Beispiele für HTR-Konzepte sind in Anhang 6.2.3 zusammengestellt.

Beim chinesischen HTR-PM (High Temperature GCR – Pebble Bed Module) handelt es sich um einen Prototyp, der der chinesischen Wissenschaft und Industrie Erfahrung mit Hochtemperaturreaktoren geben soll, vergleiche Anhang 6.2.3.1. Längerfristiges Ziel ist die Entwicklung großer Module mit einer elektrischen Leistung von bis zu 1.000 MW_e. Der HTR-PM gleicht konzeptionell den in den USA und Deutschland in den 1960er Jahren entwickelten HTR-Reaktoren (Peach Bottom, AVR, THTR), siehe Anhang 6.2.3.3 und 6.2.3.4. Das Vorgängerkonzept des HTR-PM, der HTR-10, wurde seit 1992 in China betrieben und ging 2001 in die Entwicklung des HTR-PM über. Die Inbetriebnahme des HTR-PM ist für 2021/22 geplant, zehn Jahre nach Baubeginn.

In den USA wird mit dem Xe-100 aktuell ein HTR-Konzept verfolgt, siehe Anhang 6.2.3.5. Bereits in den 1990er Jahren gab es in Südafrika ein Programm zur Entwicklung eines HTR. Auch wenn dieses Projekt eingestellt wurde und die Entwicklungsarbeiten gegenwärtig ruhen, wird der PBMR-400 dennoch in vielen Aufzählungen als SMR-Konzept weiterhin geführt, vergleiche Anhang 6.2.3.2.

2.3.2.2 SMR-Konzepte mit schnellem Neutronenspektrum

Wie bereits in (Öko-Institut e.V. 2017) dargestellt, werden Konzepte für schnelle Reaktoren seit Beginn der Nutzung der Kernenergie diskutiert. Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum sollten dabei vor allem als schnelle Brutreaktoren verwendet werden, von denen man sich mehrere Vorteile versprach (IPFM 2010). So wurde Uran zeitweise als knappe Ressource betrachtet. Bei einem massiven Ausbau der Kernenergie würde dann das vorhandene Uran als Brennstoff nicht ausreichen. Auch ging man davon aus, dass schnelle Reaktoren einfach und billig zu realisieren wären. Schließlich sollten schnelle Reaktoren sicherer und zuverlässiger sein als Leichtwasserreaktoren.

Als wesentliche Eigenschaften schneller Reaktoren ist nach (Öko-Institut e.V. 2017) die Energieverteilung der Neutronen im Reaktor anzusehen. Danach sind in thermischen Leichtwasserreaktoren die Energie der Neutronen und damit ihre Geschwindigkeit durch die Temperatur des Kühlwassers bestimmt, an dessen Wassermolekülen sich die Neutronen stoßen und dabei Energie abgeben. In schnellen Reaktoren geben die Neutronen weniger Energie ab und es haben mehr Neutronen hohe Energie und damit eine höhere Geschwindigkeit (schnelle Neutronen). Dies wird erreicht, indem statt Wasser beispielsweise metallisches Natrium als Kühlmittel eingesetzt wird. Natrium ist wesentlich dünnflüssiger (weniger viskos) als Wasser, weist eine hohe Wärmeleitfähigkeit auf und reagiert stark exotherm bei Kontakt mit Wasser und beginnt bei Kontakt mit Sauerstoff zu brennen. In anderen Konzepten für schnelle Reaktoren wird als Kühlmittel flüssiges Blei, ein Blei-Bismut-Gemisch oder ein Gas eingesetzt. Für eine grundsätzliche Diskussion der Entwicklung schneller Reaktoren vergleiche (Öko-Institut e.V. 2017, Kapitel 5).

Die Übersicht in Tabelle 6-1 enthält 35 SMR-Konzepte, die den schnellen Reaktoren zugeordnet werden können. Fünf der Konzepte können auch als Mikroreaktoren eingestuft werden, siehe unten. Beispiele für schnelle SMR-Konzepte sind in Anhang 6.2.4 zusammengestellt.

Der China Experimental Fast Reactor (CEFR) ist als Forschungsreaktor Bestandteil der Entwicklung von großen Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum, siehe Anhang 6.2.4.4. Entwicklungsziel ist eine kommerzielle Großanlage mit einer elektrischen Leistung von 1.000 – 1.200 MW_e. Nach der Erstkritikalität in 2010 stand der Reaktor weitgehend still. Über den aktuellen Stand und die bisherige Stromerzeugung gibt es widersprüchliche Aussagen: Laut World Nuclear News erfolgte 2020 ein Dauerbetrieb von 40 Tagen.[6] Laut (Mycle Schneider Consulting 2020, S. 45) ist der Reaktor seit 2014 im Long-Term Outage. Die IAEA führt für die Periode 2012-2016 eine Netzeinspeisung von 0 MWh an und für die Periode zwischen 2017-2019 einen Probebetrieb, jedoch ohne Datenangaben (IAEA 2020f).

In Russland wird mit dem BREST-OD-300 bereits seit 1995 ein bleigekühlter schneller Reaktor entwickelt, vergleiche Anhang 6.2.4.3.

Ebenfalls auf eine sehr lange Entwicklungsgeschichte, die bis in die 1980er Jahre zurückgeht, kann das PRISM-Konzept eines natriumgekühlten schnellen Reaktors von GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) zurückblicken, vergleiche Kapitel 4.2.1.2 und Anhang 6.2.4.6. GEH kooperiert mittlerweile auch mit der Firma Advanced Reactor Concepts, die mit dem ARC-100 ein natriumgekühltes schnelles SMR-Konzept für eine Genehmigung in Kanada vorbereitet, vergleiche Kapitel 4.2.2.2 und Anhang 6.2.4.2. Auch in Japan wird mit dem 4S ein Konzept für einen natriumgekühlten schnellen Reaktor verfolgt, vergleiche Anhang 6.2.4.1.

General Atomics verfolgt mit dem Energy Multiplier Module (EM^2) in den USA das Konzept eines gasgekühlten schnellen Reaktors, vergleiche Anhang 6.2.4.5.

2.3.2.3 Salzschmelzereaktor-Konzepte

Wie in (Öko-Institut e.V. 2017) dargestellt, besteht die wesentliche Charakteristik eines Salzschmelzereaktors (MSR) darin, dass als primäres Kühlmittel eine Salzschmelze verwendet wird. Weiterhin ist in den wichtigsten MSR-Konzepten der Brennstoff in dieser Salzschmelze (fuel salt) aufgelöst. Es werden jedoch auch Konzepte diskutiert, bei denen die Salzschmelze lediglich zur Kühlung eines Reaktorkerns mit festen Brennelementen genutzt wird, oder bei denen unterschiedliche Salzschmelzen für den Brennstoff und zur Kühlung verwendet werden. Als Salzschmelze sind typischerweise Fluoridsalze vorgesehen. In diesen können sowohl der Brennstoff als auch die entstehenden Spaltprodukte in Lösung gehen. Alternativ werden auch Chloridsalze diskutiert. Als Salze werden vielfach Lithium-, Natrium- oder Zirkoniumfluoride favorisiert, die genaue chemische Zusammensetzung eines Salzes für MSR-Anwendungen ist jedoch von verschiedenen Parametern (Neutronenspektrum, Brennstoffzusammensetzung, Betriebstemperaturen, Strukturmaterialien) und daher vom detaillierten Reaktorkonzept abhängig (GIF 2002; 2014).

Die Übersicht in Tabelle 6-1 enthält 20 SMR-Konzepte, die den MSR zugeordnet werden können. Zwei der Konzepte können auch als Mikroreaktoren eingestuft werden, siehe unten. Beispiele für MSR-Konzepte sind in Anhang 6.2.5 zusammengestellt.

[6] https://world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-fast-reactor-completes-trial-operating-cyc, zuletzt aufgerufen am 15.01.2021.

Ein Beispiel für einen graphitmoderierten Salzschmelzereaktor stellt das IMSR-Konzept der Firma Terrestrial Energy dar, siehe Anhang 6.2.5.1. Bei diesem Konzept ist der Brennstoff in einer Fluoridsalzschmelze gelöst, welche gleichzeitig als Kühlmittel verwendet wird. Das Konzept befindet sich in den USA und Kanada in einer Vorprüfung für eine Genehmigung, siehe Kapitel 4.1.6.

Mit dem SSR-W300-Konzept verfolgt die Firma Moltex Energy den Ansatz eines MSR mit schnellem Neutronenspektrum, siehe Anhang 6.2.5.3. Bei diesem Konzept soll als Brennstoff wiederaufgearbeiteter Brennstoff aus heutigen Leistungsreaktoren eingesetzt werden. Der Brennstoff wird zwar auch in einer Salzschmelze gelöst, die jedoch in Brennstäben eingeschlossen und somit von einer weiteren, zur Kühlung des Reaktors vorgesehenen Salzschmelze getrennt bleibt.

2.3.2.4 Mikroreaktoren

Erstmals im Jahr 2020 führt die IAEA in (IAEA 2020a) neben den oben dargestellten Reaktortypen eine zusätzliche Kategorie der Mikroreaktoren ein. Zu dieser Kategorie zählt die IAEA SMR-Konzepte, die für eine elektrische Leistung von typischerweise weniger als 10 MW_e ausgelegt werden. Solche Konzepte könnten speziell auch für Nischenanwendungen geeignet sein, wie beispielsweise den Ersatz von Diesel-Aggregaten in entlegenen Regionen oder auf Inseln. Aufgrund ihrer sehr geringen Leistung wird erwartet, dass sie sehr kompakt konzipiert werden können und sie damit auch eine gute Transportierbarkeit aufweisen.

Mikroreaktoren könnten damit potenziell auch für den Einsatz im militärischen Bereich attraktiv sein. So untersucht beispielsweise das U.S. Verteidigungsministerium die Möglichkeiten für einen Einsatz zur Versorgung von Einrichtungen des U.S. Militärs (DoD 2016; United States Army 2018) und fördert eine entsprechende Konzeptentwicklung.[7] Dabei wird neben Stützpunkten in den USA auch eine Versorgung von Einsatzgebieten vor Ort, auch in Europa, in Betracht gezogen.

Die Übersicht in Tabelle 6-1 enthält 21 SMR-Konzepte, die den Mikroreaktoren (MR) zugeordnet werden können. Die meisten dieser Konzepte könnten entsprechend ihres grundlegenden Reaktorkonzepts auch den obigen Reaktortypen zugeordnet werden, wobei nur fünf Konzepte den wassergekühlten SMR zuzuordnen sind. Beispiele für MR-Konzepte sind in Anhang 6.2.6 zusammengestellt.

Im März 2020 hat die Firma Oklo in den USA einen ersten Genehmigungsantrag für Bau und Betrieb eines Mikroreaktors vom Typ Aurora Powerhouse bei der U.S. NRC gestellt, siehe auch Kapitel 4.2.1.2 und Anhang 6.2.6.1. Bei diesem Reaktor handelt es sich um einen schnellen Reaktor, der mit metallischem Brennstoff betrieben werden soll. Anders als bei anderen schnellen Reaktoren sind zur Kühlung jedoch sogenannte Heatpipes (Wärmerohre) vorgesehen. Bei einer Heatpipe wird der Wärmetransport durch Verdampfung eines Arbeitsmediums (bei SMR-Konzepten typischwerweise Natrium) in einem geschlossenen Volumen (der Heatpipe) erreicht. Der Transport des Arbeitsmediums innerhalb der Heatpipe erfolgt passiv und wird über den Dampfdruck auf der Verdampferseite beziehungsweise die Kapilarkräfte ausgehend von der Kondensationsseite hervorgerufen. Es sind daher keine aktive Komponenten wie Umwälzpumpen erforderlich.

Die Firma Westinghouse verfolgt mit dem eVinci-Konzept ebenfalls die Entwicklung eines Mikroreaktors, vergleiche Anhang 6.2.6.2. Ähnlich wie bei Hochtemperaturreaktoren soll der

[7] https://world-nuclear-news.org/Articles/US-Defense-Department-awards-microreactor-contract, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

Brennstoff in Form von TRISO-Partikeln eingesetzt werden, siehe oben. Anders als bei HTR sind hier zur Kühlung jedoch Heatpipes vorgesehen. Ein solcher Reaktor soll für drei Volllastjahre eingesetzt und anschließend zum Hersteller zurückgebracht werden, um dort den Reaktorblock auszutauschen. Für dieses Konzept befindet sich auch eine für den militärischen Bereich vorgesehen Variante in Entwicklung (defence-eVinci, deVinci).

Näher an bisherigen HTR-Konzepten befindet sich das von der Firma Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC) verfolgte MMR-Konzept, siehe Anhang 6.2.6.3. Der Reaktor soll ebenfalls TRISO oder einen neuartigen „Fully Ceramic Microencapsulated“ (FCM) Brennstoff in prismatischer Form verwenden. Wie bei bisherigen HTR-Konzepten soll er mit Helium gekühlt werden. Der Reaktorkern soll einen Betrieb über 20 Jahre ermöglichen und vor Ort nicht geöffnet werden müssen. Ebenfalls am Konzept eines prismatischen HTR orientiert ist das U-Battery-Konzept der Firma Urenco, siehe Anhang 6.2.6.4. Auch bei diesem Konzept soll der Brennstoff als TRISO-Partikel in Graphitzylinder eingebettet werden. Die Kühlung erfolgt über einen Heliumkreislauf.

2.4 Fazit

Reaktoren mit geringer elektrischer Leistung und modularer Zusammensetzung können bis in die Anfangsphase der Entwicklung von Kernreaktoren zurückverfolgt werden. Sowohl als Antrieb für U-Boote und Schiffe, als auch als kommerzielle Reaktoren zur Stromproduktion wurden bereits frühzeitig Reaktoren mit geringer Leistung entwickelt und eingesetzt. Dabei wurden neben wassergekühlten Reaktoren auch andere Reaktortypen untersucht. Bis heute haben diese Reaktoren jedoch außerhalb militärischer Nutzungen, z. B. als U-Boote, keine breite Einführung in kommerzielle Anwendungen gefunden.

Trotz der seit langem praktizierten Verwendung des Begriffs SMR gibt es bis heute keine international einheitliche Definition für diesen Begriff. Gängige Begriffsbestimmungen beziehen sich auf die Leistungsgröße eines SMR. Vielfach wird bei der Definition von SMR auch zwischen unterschiedlichen Reaktortypen unterschieden. Dabei wird vor allem zwischen wassergekühlten Reaktorkonzepten und sonstigen (nicht-wassergekühlten) Reaktorkonzepten differenziert, wobei letztere auch einer vierten Reaktorgeneration (Generation IV) zugeordnet werden.

Weitere Bestandteile der verschiedenen Definitionen stellen direkt oder indirekt einen Bezug zum Begriff der Modularität her, welcher wiederum sehr verschieden verwendet wird. Damit verbundene Eigenschaften, wie die Errichtung mehrerer Reaktor-Module an einem Standort oder die Möglichkeit einer standardisierten, industriellen Herstellung einzelner Reaktormodule, werden nicht von allen Konzepten erfüllt.

Im Rahmen dieses Gutachtens werden SMRs daher wie folgt definiert:

> SMRs („Small Modular Reactors“) sind Reaktoren, bei denen ein einzelner Reaktor eine elektrische Leistung von weniger als 300 MW_e (oder eine thermische Leistung von weniger als 1000 MW_{th}) aufweist. Dabei kann es sich sowohl um wassergekühlte als auch um sonstige (nicht-wassergekühlte) Reaktorkonzepte handeln.

Im Rahmen dieses Gutachtens erfolgte eine Zusammenstellung verschiedener historischer sowie aktueller Reaktoren bzw. SMR-Konzepte, die in ausgewählten Quellen der Kategorie SMR zugeordnet wurden oder werden. Diese Zusammenstellung umfasst 136 Reaktoren bzw. SMR-Konzepte. Einzelne SMR-Konzepte weisen bereits eine sehr lange Entwicklungshistorie auf, so geht beispielsweise die Entwicklung des aktuell in Bau befindlichen CAREM bis in die 1970er Jahre

zurück. Andere SMR-Konzepte sind neueren Datums. Auch existieren SMR-Konzepte, die zwar als aktuelle Konzepte diskutiert werden, deren Entwicklung jedoch faktisch unterbrochen ist (wie beispielsweise PBMR-400). SMR-Konzepte unterliegen einer kontinuierlichen Weiterentwicklung. Vor diesem Hintergrund können alle Angaben zu einzelnen Reaktorkonzepten nur Momentaufnahmen darstellen.

SMR-Konzepte unterscheiden sich in wichtigen technischen Eigenschaften wie dem verwendeten Kühlmittel und der Verwendung eines Moderators. Die SMR-Konzepte lassen sich darüber verschiedenen Reaktortypen zuordnen. In Orientierung an eine Gruppierung der IAEA werden SMR-Konzepte im Rahmen dieses Gutachtens den wassergekühlten Reaktoren, den Hochtemperaturreaktoren (HTR), Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum, Salzschmelzereaktoren (MSR) sowie Mikroreaktoren (MR) zugeordnet.

Wassergekühlte Reaktoren stellen heute weltweit die weit überwiegende Anzahl der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. Damit stehen für solche Reaktoren grundsätzlich eine umfangreiche betriebliche Erfahrung sowie eine breit ausgebaute Infrastruktur zur Verfügung. Auch der Großteil der aktuell verfolgten bzw. weit fortgeschrittenen SMR-Konzepte sind den Leichtwasserreaktoren zuzuordnen. Mit dem CAREM ist ein integraler Druckwasserreaktor seit 2014 in Argentinien in Bau, für das SMART-Konzept wurde in Südkorea bereits 2012 eine Designgenehmigung erteilt, mit dem NuScale befindet sich in den USA ein Konzept in einer fortgeschrittenen Phase der Designgenehmigung. Als ein seegestütztes Konzept wurde mit dem KLT-40S in 2020 eine erste Anlage in Betrieb genommen. Solche Konzepte weisen daher vergleichsweise geringe Entwicklungsrisiken auf. Gleichzeitig sind für solche Konzepte keine grundsätzlichen Unterschiede im Bereich der Ver- und Entsorgung zu erwarten.

Nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte beinhalten grundsätzliche Neuerungen gegenüber heutigen Kernkraftwerken. Beispielsweise sollen durch höhere Betriebstemperaturen höhere Wirkungsgrade erzielt werden. Weiterhin sollen damit andere Anwendungsfelder, insbesondere die Bereitstellung von Hochtemperatur-Prozesswärme möglich werden. Viele dieser Konzepte zielen auf einen sogenannten geschlossenen Brennstoffkreislauf ab, mit verbundenen hohen technologischen Risiken im Bereich der Brennstoffentwicklung und von Wiederaufarbeitungstechnologien. Eine deutlich geringere Betriebserfahrung vorwiegend aus Prototyp- und Demonstrationsreaktoren sowie der geplante Einsatz neuartiger technologischer Lösungen und neuer Materialien lassen deutlich längere Entwicklungszeiträume sowie höhere technologische Entwicklungsrisiken gegenüber wassergekühlten SMR-Konzepten erwarten.

3 Analyse der Einsatzbereiche von SMR-Konzepten und institutionelle Rahmenbedingungen

Um mögliche sicherheitstechnische Auswirkungen einer Umsetzung von SMR-Konzepten beurteilen zu können, bedarf es einer Einschätzung möglicher Einsatzbereiche und nationaler wie internationaler Rahmenbedingungen. Hierbei spielt auch die Motivlage der Verfolgung von SMR-Konzepten eine Rolle sowie die Frage, inwieweit eine Umsetzung in den einzelnen Einsatzbereichen aus techno-ökonomischer Sicht überhaupt wahrscheinlich erscheint.

In diesem Kapitel erfolgt daher zunächst eine Übersicht über Staaten, die sich mit SMR beschäftigen. Insbesondere wird dargelegt, welche Staaten sich aktiv an der Entwicklung eigener SMR-Konzepte engagieren und welche Staaten derzeit den Import von SMR-Konzepten diskutieren. Daran anschließend erfolgt die Analyse möglicher Einsatzbereiche von SMR-Konzepten; dabei werden neben kommerziellen Einsatzbereichen auch militärische Nutzungen dargestellt. Es wird herausgearbeitet, ob die jeweiligen SMR-Konzepte für die flächendeckende Energieversorgung oder für Spezialanlagen vorgesehen sind und welche energiewirtschaftlichen Alternativen für diese Einsatzbereiche zur Verfügung stehen. Schließlich erfolgt eine Darstellung spezifischer und institutioneller Rahmenbedingungen, insbesondere der Produktion und der Finanzierung von SMRs, die durch einige Fallbeispiele erläutert werden.

Das Kapitel beruht auf einer technisch-institutionellen Systemgutanalyse von SMR-Konzepten nach (Beckers et al. 2012) und (Gizzi 2016), welche neben den technischen Einsatzbereichen auch die institutionellen Rahmenbedingungen des Bereitstellungs- und Produktionsprozesses berücksichtigt. Bei der Systemgutanalyse wird herausgearbeitet, welche Gemeinsamkeiten bzw. Unterschiede SMR-Konzepte im Vergleich mit Kernkraftwerken mit größeren Leistungen aufweisen.

3.1 Staaten mit SMR-Aktivitäten

In diesem Unterkapitel wird dargestellt, welche Staaten derzeit bei der Entwicklung eigener SMR-Konzepte aktiv sind und mit welchen Staaten der Import von einzelnen Konzepten verhandelt wird. Darüber hinaus wird auf mögliche Motivationslagen in diesen Ländern hingewiesen. Der folgende Abschnitt ordnet Staaten, welche sich mit den hier analysierten SMR-Konzepten beschäftigen, in die beiden Staatengruppen „aktiv“ bzw. „passiv“ ein und diskutiert Motivlagen (Unterabschnitt 1.1.2). Dabei wird auch darauf eingegangen, ob es sich um traditionelle Kernenergie-Länder oder potenzielle Einstiegsstaaten („Newcomer“) handelt.

3.1.1 Überblick

Aus nationaler Perspektive steht ein an Kernenergieerzeugung interessiertes Land vor der Wahl, aktiv SMRs zu entwickeln oder passiv abzuwarten und dann ein etabliertes Reaktordesign zu importieren. Entscheidet sich ein Land für die aktive Entwicklung eines SMR-Designs, muss es auch eine eigene Lieferkette bzw. Industriestruktur aufbauen und für eine erfolgreiche Kommerzialisierung letztlich auch die Reaktoren im eigenen Land bauen. Mögliche Vorteile der aktiven Strategie sind die Schaffung von Know-how und Innovationen im eigenen Land, ein hoher Grad an Lokalisierung sowie ein Export der Technologie. Dabei entstehen hohe finanzielle Risiken sowie die Notwendigkeit, relevante wirtschaftliche und finanzielle Ressourcen einzusetzen (Opportunitätskosten). Entscheidet sich ein Land für den passiven Import von SMRs, umgeht es das hohe Risiko, welches im Zusammenhang mit der Entwicklung der Technologie im Vorfeld entsteht. Andererseits ist die Abhängigkeit von Know-how und Ressourcen höher.

(IAEA 2020a, S. 307, Fig I-1) zählt 84 SMR-Konzepte in 18 Ländern. Demnach sind die meisten SMR-Entwicklungsaktivitäten in den USA (18), Russland (17), China (9), Japan (8), Kanada (7) und im Vereinigten Königreich (4) vorzufinden. Rund 75% aller Entwicklungskonzepte sind diesen sechs Ländern zuzuordnen. Hierbei handelt sich vor allem um Länder mit großen Atomprogrammen. So produzierten diese 2019 fast 60% des weltweiten Atomstroms[8]. Auffällig ist auch, dass diese Länder (bis auf Kanada und Japan) ebenfalls große militärische Atomprogramme unterhalten (Kernwaffen und Atom-U-Boote). Dasselbe gilt auch für Frankreich (nur 1) und Indien (3), vgl. auch Tabelle 1.

Von diesen Staaten weisen aber einige Staaten Merkmale auf, nach denen diese nicht nach der in diesem Gutachten gewählten Definition als aktiv bezeichnet werden können. So forscht in Italien ein internationales Konsortium, in Luxemburg ein Tochterunternehmen des US-amerikanischen Konzerns Hydromine, während Saudi-Arabien den Import des südkoreanischen SMR-Konzepts diskutiert. Die verbliebenen Länder weisen Gemeinsamkeiten im kommerziellen Bereich auf, so sind Dänemark[9] und Indonesien bisher nicht umfänglich in der Kerntechnik aktiv, während andere Länder mit nur einem bzw. zwei Konzepten eher geringere Aktivitäten vorweisen (Schweden, Tschechische Republik, Argentinien). Bei der in diesem Gutachten gewählten Definition gibt es somit 14 Länder, in denen aktiv an der Entwicklung von SMR-Konzepten gearbeitet wird. Darüber hinaus gibt es Vereinbarungen mit einigen Ländern, welche den Import von SMR beinhalten. Die Staaten der ersten Gruppe werden im Folgenden als „aktive“ SMR-Staaten bezeichnet, die potenziellen Importländer als „passive“ SMR-Staaten. Bei der Kategorisierung wird auch dargestellt, ob der jeweilige Staat in der kommerziellen bzw. militärischen Kerntechnik aktiv ist; dies wird bei der Einschätzung der Motivlagen eine Rolle spielen.

Auf der passiven Seite ist die Zuordnung wesentlich schwieriger, da hier die Datenlage geringer ist. Außerdem ist es schwierig, objektiv einzuschätzen wie ernst- und glaubhaft Kooperationsvereinbarungen verfolgt werden. Grundlage für diese Ankündigungen sind in der Regel die Statistiken und Nachrichtendienste (World Nuclear News) der World Nuclear Association (WNA), der Interessenvertretung der globalen Kernenergieindustrie (Sorge et al. 2020). Im Rahmen dieses Gutachtens haben wir Vereinbarungen mit vier Ländern identifiziert, welche den Import von SMR beinhalten: Saudi-Arabien, Jordanien, Estland und die Ukraine. Von diesen Ländern betreibt derzeit nur die Ukraine kommerzielle Kernkraftwerke.

[8] Weltweit: 2.657 TWh, USA: 809,4 TWh, China: 330 TWh, Russland: 195,6 TWh, Kanada: 94,9 TWh, Vereinigtes Königreich: 56 TWh nach (Mycle Schneider Consulting 2020).
[9] In Dänemark forscht ein kleines Unternehmen (Copenhagen Atomics), das sich aus der TU Dänemark ausgegründet hat, an einem Salzschmelze Konzept.

Tabelle 1: Aktive Staaten mit SMR Entwicklungsaktivität

Staat	Konzepte	Kommerzielle Kernkraftwerke?	Kernwaffen?	Atom-U-Boote?
USA	18	ja	ja	ja
Russland	17	ja	ja	ja
China	9	ja	ja	ja
Japan	8	ja	nein	nein
Kanada	7	ja	nein	nein
Vereinigtes Königreich	4	ja	ja	ja
Indien	3	ja	ja	ja
Südafrika	3	ja	nein	nein
Dänemark	2	ja	nein	nein
Indonesien	2	ja	nein	nein
Südkorea	2	ja	nein	nein
Tschechische Republik	2	nein	nein	nein
Argentinien	1	nein	nein	nein
Frankreich	1	ja	ja	ja
Schweden	1	ja	nein	nein

Quelle: Eigene Darstellung

3.1.2 Diskussion möglicher Motivlagen

Die Interpretation der Motivlagen ist komplex und es ist unmöglich, für ein Land mit unterschiedlichen Akteursgruppen lediglich eine Zielfunktion anzunehmen. Daher werden im Folgenden lediglich idealtypische Motivlagen erwähnt, die sich aus dem Handeln von SMR-Staaten ableiten können. Dabei wird grob zwischen militärischen und geopolitischen einerseits, sowie kommerziell-wirtschaftlichen Motivlagen andererseits unterschieden.

3.1.2.1 Militärische und geopolitische Motivlagen

Staaten, welche sich mit SMR-Konzepten beschäftigen, sind tendenziell solche, die bereits in kommerziellen und/oder militärischen Nutzungen aktiv sind. Die hohe Korrelation geht aus Tabelle 1 hervor, die darstellt, ob ein SMR-Staat kommerzielle Kernkraftwerke bzw. Kernkraft-betriebene U-Boote betreibt bzw. über Kernwaffen verfügt.

Zur Einordnung sei darauf verwiesen, dass derzeit 32 Staaten über kommerzielle Kernkraftwerke verfügen. Davon haben acht Kernwaffen[10] und sechs Länder betreiben Atom-U-Boote. Bis auf Pakistan und Nord-Korea finden sich diese auch unter den aktiven SMR-Staaten wieder. Heute halten in den westlichen Marktwirtschaften vor allem die Atommächte (USA, Vereinigtes Königreich,

[10] Insgesamt gibt es neun Länder mit einem Kernwaffenprogramm: USA, Russland, V.K., Frankreich, China, Indien, Pakistan, Nord-Korea und Israel. Von diesen betreibt nur Israel keine kommerziellen Kernkraftwerke.

Frankreich) an umfangreichen nationalen Innovationssystemen in der Kerntechnik fest, obwohl die kommerzielle Nutzung sich als unwirtschaftlich erwiesen hat (Davis 2012; University of Sussex 2018). Andere Wirtschaftssysteme mit großem industriellem Kernenergiekomplex beinhalten die Atom-Supermächte China und Russland; darüber hinaus hat Indien ein seit Jahrzehnten anhaltendes Kernwaffenprogramm.[11]

Der Verbundcharakter von militärischer und kommerzieller Nutzung stellt eine wesentliche Motivation für Aktivitäten im Bereich der Kernkraft dar (Acheson-Lilienthal Report 1946; Bade 1958; Lovins et al. 1980; Lévêque 2014). In diesem Zusammenhang können auch SMR-Aktivitäten eingeordnet werden. So neigen Kernwaffenstaaten wie die USA (Energy Futures Initiative 2017; Atlantic Council 2019) oder das Vereinigte Königreich (Cox und Johnstone 2016) dazu, an einem industriellen Kerntechnikkomplex festzuhalten und in Laufzeitverlängerungen (oder neue Kraftwerke) zu investieren. Ähnlich sieht es in Frankreich aus, wo der Kernwaffenkomplex von dem Kernenergiekomplex getrennt und derart aufgestellt ist, dass er zwar auch mit der Beendigung der kommerziellen Nutzung der Kernkraft aufrecht erhalten bleiben kann, dies aber einen wesentlichen negativen Effekt auf die Kosten des militärischen Atomwaffenprogramms hätte (Bouveret et al. 2013).

Auch die aus der Geschichte der Kernkraft geläufige geopolitische Bedeutung könnte bei der Entwicklung von SMRs eine Rolle spielen. „Kernkraft-Diplomatie“, d. h. die Nutzung von Kerntechnikkompetenz in geopolitischen Strategien, war von Beginn der Kernkraft an ein bedeutender Faktor, z. B. in der Atoms-for-Peace Strategie der USA nach 1953. Sie ist seitdem zu einem festen Bestandteil der Außen- und Sicherheitspolitik geworden (Bracken 2012; Hirschhausen et al. 2018; Gattie 2018; Gattie und Massey 2020). Analog zu anderen Technologieexporten, in jüngster Zeit Covid-Impfstoff, schafft der Import von Kerntechnik lange andauernde Abhängigkeiten, die auch beim SMR-Handel eine Rolle spielen können.[12]

3.1.2.2 Grundlagenforschung

Grundlagenforschung in unter anderem Kernphysik, Materialtechnik, Thermodynamik, etc. für die Schaffung von Know-how und Innovation im eigenen Land kann auch jenseits konkreter Anwendungen eine Motivation für SMR-Aktivitäten sein. Dies gilt für Länder mit einem bereits etablierten Wissenssystem, z. B. Schweden und Dänemark, aber auch für passive Länder, die u. U. eigens Innovationscluster aufbauen möchten. Ein konkretes Beispiel hierfür ist die Diskussion bzgl. des möglichen Imports des südkoreanischen SMART-Reaktors durch Saudi-Arabien.

3.1.2.3 Wirtschaftliche Motivlagen

Die Einführung und Entwicklung von Kernkraftwerkstechnik kann einen Baustein für technologischen Fortschritt darstellen (Sovacool und Valentine 2010). Auch heute noch sind die Länder, die Kernkraft für die Stromproduktion einsetzen, vorwiegend OECD-Industrienationen mit einem hohen Bruttoinlandsprodukt.

[11] Brasilien arbeitet derzeit auch an einem Programm zur Entwicklung von Atom-U-Booten vgl. https://www.graphicnews.com/de/pages/38889/brasilien-erstes-atom-u-boot, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[12] Für eine Literaturzusammenfassung, siehe Council on Foreing Relations: https://www.cfr.org/blog/america-risks-missing-out-global-nuclear-power-revival; auch: How Russia, China Use Nuclear Reactors To Win Global Influence: https://www.defenseone.com/ideas/2018/07/hina-and-russia-look-dominate-global-nuclear-power/149642/, zuletzt geprüft 29.01.2021.

Auch die Entwicklungszusammenarbeit könnte ein Motiv für SMR-Aktivitäten bilden. Kernkraft wird besonders oft im Globalen Süden (früher: Entwicklungsländer) von den Industriestaaten als mögliche Lösung für schnell steigenden Energiebedarf durch Wirtschafts- oder Bevölkerungswachstum eingebracht (Kessides 2014; Roh et al. 2019). Vor allem die Pläne zum Einsatz von kleinen Reaktoren sind kein neues Phänomen (List - Gesellschaft e.V. 1957, S. 50; 1963, S. 63) und ist bis heute beobachtbar (IAEA 2018b, S. 25). So forschte die deutsche Kraftwerk Union (KWU) bereits in den 1980er Jahren an einem Reaktor mit einer geringen Leistung (200-400 MW_e), bei dem es sich nicht um einen runterskalierten Reaktor, sondern um ein speziell für den Einsatz in „Entwicklungsländern“ entwickeltes Reaktorkonzept handelte (Kemeny 1984, S. 347). SMRs werden in diesem Zusammenhang vor allem als attraktiv angesehen, da in vielen Fällen die Integration eines großen Kernkraftwerks in die lokale Netzinfrastruktur nicht möglich bzw. hierfür weiterer Infrastrukturausbau nötig wäre. In den meisten Fällen können diese Länder auch nicht das finanzielle Kapital für Investitionen im zweistelligen Milliardenbereich für ein großes Kernkraftwerk aufbringen; dies entspricht in vielen Fällen einem Großteil des jährlichen nationalen Bruttoinlandprodukts. Dieses Argument wird z. B. in Jordanien angeführt.

Im Pariser Abkommen innerhalb der Klimarahmenkonvention der Vereinten Nationen (UNFCCC), das seit dem 4. November 2015 in Kraft ist, haben sich 197 Nationen das Ziel gesetzt, den Anstieg der globalen Durchschnittstemperatur auf deutlich unter 2°C zu begrenzen und die Anstrengungen zur Begrenzung des Temperaturanstiegs auf 1,5°C über dem vorindustriellen Niveau fortzusetzen (United Nations 2015). Ob und inwieweit die Kernenergie in einer dekarbonisierten Zukunft eine Rolle spielt, wird sowohl in Industriestaaten mit Kernkraft als auch im Globalen Süden diskutiert[13]. In einigen SMR-Ländern wird auch behauptet, die Entwicklung von SMR könne bei der Dekarbonisierung von Wirtschaftssystemen weltweit eine Rolle spielen (Kessides 2014; Iyer et al. 2014; Roh et al. 2019). Dieses Argument, insbesondere auch die die erhoffte höhere Flexibilität, wird auch in internationalen Organisationen vorgetragen, deren Aufgabe der internationale Ausbau kommerzieller Kernkraft ist bzw. die diese Prozesse überwachen (z. B. IAEA, OECD/NEA, EURATOM).

Sofern SMR auch als Lösung im Kontext der Bekämpfung der Gefahren des Klimawandels und der damit verbundenen Reduzierung der Treibhausgasemissionen zur globalen Stromversorgung vorgeschlagen werden, ist die mit ihnen erzielte Stromproduktion relevant. Heutige neue Kernkraftwerke weisen elektrische Leistungen im Bereich von 1.000-1.600 MW_e auf. Die im Rahmen dieser Studie betrachteten SMR-Konzepte sehen dagegen geplante elektrische Leistungen von 1,5-300 MW_e vor. Entsprechend wäre zur Bereitstellung derselben elektrischen Leistung eine um den Faktor 3-1000 größere Anzahl an Anlagen erforderlich. Anstelle von heute ca. 400 Reaktoren mit großer Leistung würde dies also den Bau von vielen tausend bis zehntausend SMR-Anlagen bedeuten. Verschiedene, mit der angedachten Vervielfachung der Zahl der Anlagen verbundene sicherheitstechnische Risiken werden bei der Planung weitgehend vernachlässigt, insbesondere Fragen des Transports, des Rückbaus sowie der Zwischen- und Endlagerung.

3.1.3 Einordnung spezifischer SMR–Aktivitäten

Im Folgenden werden für eine exemplarische Auswahl von aktiven und passiven Ländern spezifische SMR-Entwicklungsaktivitäten eingeordnet. Der Fokus liegt auf den aktiven Ländern mit

[13] Siehe auch die Sonderausgabe "Should nuclear power be a major part of the world's response to climate change" in Vol 73 (1) des Bulletin of the Atomic Scientists.

den meisten bzw. fortgeschrittensten Entwicklungsaktivitäten sowie auf den passiven Staaten mit den konkretesten Plänen.

3.1.3.1 Aktive Länder

Vereinigte Staaten von Amerika

Die USA sind gegenwärtig mit Abstand am aktivsten im SMR-Bereich. Dies beginnt mit der Definition des Begriffs „SMR“ durch das U.S. Department of Energy, und reicht bis zur Entwicklung und Genehmigung (vgl. Kapitel 4). In den 2000er Jahren sind Versuche zur Förderung kommerzieller Kraftwerke durch den Energy Policy Act von 2005 nicht gelungen, von den über 10 geplanten Projekten ist bis heute keines fertiggestellt und sind – bis auf 2 laufende Kraftwerksneubauten – zwischenzeitlich alle übrigen eingestellt worden. Daher kann durch SMR eine bestimmte Aktivität aufrechterhalten, bzw. auch die Synergie zwischen kommerziellen und militärischen Aktivitäten genutzt werden. SMR werden auch vermehrt als mögliche Strategie für den Klimaschutz diskutiert. Dies passiert vor allem vor den Hintergrund, dass mehrere Kernkraftwerke trotz Laufzeitverlängerung aus wirtschaftlichen Gründen vom Netz gehen (Mycle Schneider Consulting 2020).

Aus strategischer Sicht ist es wichtig, dass die Politik erkennt, dass der zivile Nuklearsektor und die dazugehörigen Lieferketten eng miteinander verbunden und wichtige Faktoren für die nationale Sicherheit der USA sind, so Edward Moniz, ehemaliger US-Energieminister (2013-2017) unter US-Präsident Obama (Energy Futures Initiative 2017). Eine aktuelle Studie des Atlantic Council schätzt den Wert, den der zivile Nuklearsektor in Form von u. a. Humankapital, Stromproduktion und Lieferkette zum nationalen Sicherheitsapparat der USA beiträgt, auf rund 42,4 Milliarden US-Dollar (USD); mit anderen Worten: Die Autoren argumentieren, dass das Fehlen eines zivilen Nuklearsektors einen unmittelbaren und erheblichen wirtschaftlichen Schock (und Auswirkungen auf die Arbeitskräfte) darstellen würde (Atlantic Council 2019). Mit Russland als Hauptexporteur von Reaktortechnologie und einem aufsteigendem China, gibt es auch vermehrt Stimmen, dass die USA aus geopolitischer Sicht wieder verstärkt im Export von Reaktortechnologien aktiv werden muss (Gattie und Massey 2020).

In diesem Sinne gab es in den USA im vergangenen Jahrzehnt tatsächlich eine „Renaissance“ von Reaktoren mit geringen Leistungen, siehe Kapitel 4.2.1 für eine Übersicht von Genehmigungsaktivitäten, waren die USA doch bereits 1955 das Geburtsland des einzig erfolgreichen SMR, dem S2W Reaktor für die US-Navy („Nautilus“). So wurde 2015 berichtet, dass alleine in Nordamerika rund 50 Unternehmen, unterstützt durch 1,3 Milliarden USD an privatem Kapital, an SMR-Reaktortechnologien für Kanada und Nordamerika forschen (Morgan et al. 2018). Eine nähere Analyse legt aber nah, dass von diesen Unternehmen rund ein Dutzend an Fusionsreaktoren oder neuen Brennstoffen arbeitet und sie somit eher langfristige Konzepte untersuchen. Dazu gehört auch der Traveling Wave Reactor (TWR) der Firma TerraPower. Andere SMR-Konzepte befinden sich erst in einer konzeptionellen Entwurfsphase (Morgan et al. 2018).

Kanada

Die Situation in Kanada ähnelt der in den USA, allerdings fehlt dort die militärische Komponente. So werden SMR vor allem als alternative Energieversorgungsoption für abgelegene Bergbauprojekte und Gemeinden diskutiert, die derzeit in hohem Maße auf Dieselgeneratoren angewiesen sind.

Jedoch bestehen daran Zweifel, da es günstigere Optionen gibt (Froese et al. 2020). Kanada verfügt über 8% des weltweiten Uranvorkommens und liegt (mit Russland) nach Australien und Kasachstan weltweit auf dem dritten Platz mit den größten identifizierten Uranvorkommen (NEA 2018). Eine weitere Motivlage für den Einsatz von SMR scheint der beschlossen Kohleausstieg bis 2030 zu sein (Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee 2018, S. 31). Kanada gehört seit den 1940er Jahren zu den ersten Atomländern und ist eines der wenigen Länder, die es ohne fremde Hilfe geschafft haben, einen eigenen Reaktor zu entwickeln (CANDU).

Vereinigtes Königreich

Die Motivlage im Vereinigten Königreich ist wahrscheinlich ähnlich der der USA. Allerdings sind die Aktivitäten im SMR-Bereich zurückhaltender. Derzeit ist offen, ob das Vereinigte Königreich langfristig an der Kernkraft festhält. Für den Bau zweier Blöcke am Standort Hinkley Point, der potenziell erste Bau seit den 1980er Jahren, bedurfte es der Zusammenarbeit mit einem chinesischem Zulieferer. Die geschätzten Kosten des geplanten Kraftwerks stiegen bereits vor dem offiziellen Baubeginn von 22 Mrd. USD2018 (20 Mrd. USD2013) bzw. 6.750 USD2018/kW auf rund 27 Mrd. USD2018 (25,4 Mrd. USD2015) bzw. rund 8.300 USD2018/kW. Im Vereinigten Königreich konnte der Neubau nur durch einen „contract-for-difference“ erzielt werden, der dem Betreiber einen garantierten Strompreis von 92,5 Pfund/MWh für die nächsten 35 Jahre garantiert (Mendelevitch et al. 2019). Vor dem Hintergrund steigender Kosten und günstigerer Alternativen scheint die Motivlage „Klimaschutz“ eher fraglich. (Cox und Johnstone 2016) sehen vor allem den Erhalt des Know-hows im militärischen Sektor der Atom-U-Boote als wesentlichen Treiber für die britische Atompolitik. In Bezug auf das SMR-Konzept ist in diesem Sinne vor allem interessant, dass das britische Unternehmen Rolls-Royce, welches auch die Atom-U-Boote baut, ebenfalls SMR-Entwicklungsaktivitäten vorweisen kann.[14]

China

Bereits in den 1980er Jahren hat China das Hochtemperatur (HTR)-Konzept aus Deutschland importiert und darauf aufbauend den HTR-PM entwickelt. Jedoch wurde in den Folgejahren der Fokus auf den Import von großen Kraftwerken aus den USA und Frankreich gelegt. Mittlerweile versucht China aber auch sein eigenes Reaktordesign (Hualong One) zu exportieren, beispielsweise nach Pakistan aber zunehmend auch in westliche Länder. Aber auch China zeigt (jüngst) vermehrt Interesse an SMR-Konzepten und entwickelt ein schwimmendes Kernkraftwerk. Hierbei handelt es sich um ein Demonstrationsprojekt, bei dem der im eigenen Land entwickelte ACPR50S zum Einsatz kommen soll. Die Motivlage für SMR-Konzepte scheint in China vor allem geopolitischer Natur zu sein. Das Projekt hat laut China General Nuclear Power Corp. (CGN) „höchste Priorität“ und soll die „starke Meeresenergiestrategie“ des Landes fördern.[15] So sollen mögliche Einsatzgebiete die Versorgung von Ölfeldern im Bohai-Meer und die Erschließung von Tiefsee-Öl- und Gasvorkommen im Südchinesischen Meer sein. Vor allem der Einsatz im Südchinesischen Meer sorgt bei einigen Ländern, die an das Südchinesische Meer grenzen für Unruhe.[16]

[14] https://www.edfenergy.com/energy/nuclear-new-build-projects/hinkley-point-c/news-views/low-carbon-climate-change, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[15] https://www.powermag.com/china-starts-building-smr-based-floating-nuclear-plant/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[16] https://www.powermag.com/china-starts-building-smr-based-floating-nuclear-plant/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Russland

Als Föderale Agentur für Atomenergie Russlands, leitet und kontrolliert Rosatom die zivile und militärische Atomindustrie des Landes und vereint sämtliche Produktions- und Forschungsstätten unter sich. Russlands SMR-Strategie scheint derzeit vor allem von dem Einsatz von Kernkraftwerken mit geringer Leistung in entlegenen Gebieten motiviert zu sein. So ist ein schwimmendes Kernkraftwerken (KLT-40S) bereits in Betrieb. Desweiteren wird der Einsatz eines „landbasierten" SMR basierend auf dem RITM-200-Konzept aus der zivilen Schifffahrt für die entlegene Region Sacha, eine Republik im nordöstlichen Teil des asiatischen Russlands, diskutiert.[17]

Im Bereich der Kernkraftwerke mit großer Leistung sind bei Russland klare wirtschaftliche und geopolitische Motivlagen zu beobachten. Im Export von Reaktortechnologien hat Russland inzwischen eine dominante Rolle eingenommen, vor allem in Richtung von Newcomer-Staaten. So beruhen drei der vier derzeit laufenden Kraftwerksprojekte in „Newcomer"-Ländern (Bangladesch, Belarus, Türkei) auf russischer Technologie und Finanzierung. Darüber hinaus hat Russland mehr Kooperationsabkommen für Technologielieferungen abgeschlossen als jeder andere Anbieter (Sorge et al. 2020).

Argentinien

Die Bemühungen Argentiniens um den CAREM gehen in die 1960er Jahre zurück, als eine einheimische Kernkraftindustrie aufgebaut werden sollte. Damals verhandelte Argentinien mit Deutschland (Atucha) und Kanada über einen Import von Kernkraftwerken, heute mit China und Russland. Bei den SMR-Aktivitäten Argentiniens spielt auch der militärisch-kommerzielle Nexus eine Rolle. Ursprünglich von der deutschen Firma Siemens in den 1970er Jahren entwickelt, führte Argentinien die Entwicklung des Reaktors später mit dem Ziel weiter, ihn in Argentinien von Deutschland gelieferten TR-1700 U-Booten einzusetzen. Das Projekt wurde nach dem Ende der Militärdiktatur formell aufgegeben. Im Jahr 2010 kündigte der argentinische Verteidigungsminister jedoch an, dass der nukleare U-Boot-Antrieb wieder verfolgt wird und der Bau des CAREM die Grundlage für die zukünftige militärische Anwendung darstellt.[18]

Trotz diverser Bemühungen ist die Entwicklung des CAREM von langen Verzögerungen begleitet. Seit 2014 befindet er sich im Bau. Bei dem 25 MW_e Reaktor plant das Land einen hohen Lokalisierungsgrad zu erreichen, so sollen mindestens 70% der Komponenten und zugehörigen Dienstleistungen für CAREM von argentinischen Unternehmen bezogen werden (IAEA 2018a, S. 7). Der gesamte Bau wird von der Nationalen Atomenergiekommission Argentiniens koordiniert (Comisión Nacional de Energía Atómica, CNEA) und in Zusammenarbeit mit lokalen Unternehmen ausgeführt. In Argentinien besitzt und betreibt das Staatsunternehmen Nucleoeléctrica Argentina SA (NA-SA) sämtliche Kernkraftwerke. NA-SA ist zu 100 Prozent im Staatsbesitz. Angesicht der Wirtschaftskrise in Argentinien ist eine weitere Verschiebung der Fertigstellung wahrscheinlich, eventuell sogar der Abbruch des Projekts.

Republik Korea (Südkorea)

Die staatliche Forschungseinrichtung KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) hat in 1997 mit der Entwicklung des SMART-Konzepts begonnen. Ursprüngliche Motivlage war damals schon

[17] https://www.neimagazine.com/news/newsrosatom-to-being-work-on-land-based-smr-8436408, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[18] https://www.worldnuclearreport.org/Construction-Start-of-Small.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

der Export insbesondere mit dem Ziel, es in Länder mit kleinen Stromnetzen und Wasserversorgungsproblemen zu exportieren (Choi 2021). Jedoch ist der Bau eines Prototypreaktors in Südkorea gegenwärtig nicht geplant. Da Südkorea seit 2017 einen schrittweisen Atomausstieg verfolgt und somit keine neuen Kernkraftwerke mehr bauen wird, bleibt als letzte Option auch nur der Export der Reaktortechnologie. Aktuell finden Diskussionen über einen Export nach Saudi-Arabien statt.

3.1.3.2 Passive Länder

Saudi-Arabien

Die SMR-Aktivitäten von Saudi-Arabien sind Teil der Bemühungen zum Aufbau eines eigenen Innovationssystems in der Kerntechnik. Hierfür wurde 2010 die King Abdullah City for Atomic and Renewable Energy (K.A. CARE) gegründet. Saudi-Arabien hat mehrere Kooperationsvereinbarungen zum Bau von Kernkraftwerken unterschrieben (Südkorea, Argentinien, China, Russland und Frankreich) (Bronson 2016, S. 11). Saudi-Arabien plant eine eigene Nuklearindustrie aufzubauen; außerdem schickt das Königreich seine Wissenschaftler zur Ausbildung nach Frankreich oder in andere Nuklearländer (Krane et al. 2016, S. 46). In punkto SMR unterzeichnete das Land ein Memorandum of Understanding mit Argentinien mit dem möglichen Einsatzgebiet der Meerwasserentsalzung (Krane et al. 2016, S. 45). 2020 unterzeichnete das Land eine Kooperationsvereinbarung mit Südkorea für den Bau eines SMART.[19]

Ob Saudi-Arabien auch geopolitische oder militärische Motivlagen hat, ist noch unklar. So kritisiert das Land das iranische Atomprogramm, betont aber, dass, wenn Iran der Zugang zur Anreicherungstechnologie erlaubt wird, Saudi-Arabien das gleiche „Privileg“ beanspruchen wird.[20] Ob Saudi-Arabien versucht, sich Zugang zur Atomwaffentechnologie zu verschaffen, bleibt abzuwarten. Aber da der Öl-Anteil an der Energieversorung – angeblich die Hauptmotivation für die nukleare Entwicklung – auch durch einen höheren Ausbau von erneuerbaren Energien reduziert werden könnte, gibt dies Anlass zur Vermutung, dass der Einsatz der Kernenergie auch durch geopolitische Ambitionen motiviert ist.

Jordanien

Bereits 1955 nahm Jordanien an der ersten Genfer Konferenz teil und zeigte Interesse an der Kernkraft. Mehr als 50 Jahre später (2007) wurden die jordanische Atomenergiekommission (JAEC) und die jordanische Atomaufsichtsbehörde (Jordan Nuclear Regulatory Commission) gegründet.

Da das Land im Gegensatz zu seinen Nachbarn über nahezu keine konventionellen Gas- bzw. Ölvorkommen verfügt, werden etwa 95 Prozent des jordanischen Energiebedarfes aus dem Ausland importiert (Bronson 2016).

Vor 1990 erhielt Jordanien stark subventionierte Ölimporte aus den arabischen Golfstaaten. Diese wurden jedoch eingestellt, als Jordanien den Irak während des ersten Golfkriegs unterstützte.

[19] https://world-nuclear-news.org/Articles/Korea-Saudi-Arabia-progress-with-SMART-collaborati, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[20] Dies äußerte der saudische Kronprinz am 18. März 2018 gegenüber CBS' 60 Minutes. https://www.washingtonpost.com/business/economy/why-does-saudi-arabia-want-to-spend-billions-to-enrich-its-ownuranium/2018/03/19/1ce87608-2225-11e8-badd-7c9f29a55815_story.html?utm_term=.348dcfb752b3, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Danach baute Jordanien eine feste Energiepartnerschaft mit Ägypten auf, jedoch wurden die Pipelines zwischen Ägypten und Jordanien bei jüngsten politischen Unruhen wiederholt ins Visier genommen.

2015 unterzeichnete Jordanien ein Memorandum of Understanding mit Russland für den Bau von zwei Kernkraftwerken für einen 10 Mrd. USD Deal (Bronson 2016, S. 11–12). Dies entspricht mehr als einem Viertel des jordanischen BIP (38,65 Mrd. USD im Jahr 2016). Obwohl die Finanzierung über russische Niedrigzinskredite geplant war, ist dies eine enorme Hürde und birgt viele finanzielle Risiken und könnte eine Motivlage für Jordanien sein, sich für SMR zu interessieren. Eine weitere Motivation kann technischer Natur sein. So stellten die zwei 1.100 MW_e Reaktoren das Land vor Infrastrukturprobleme. Sie sind so groß, dass sie das gesamte nationale Stromnetz destabilisieren könnten (Ramana und Mian 2016, S. 41).

Bereits 2013 kündigte die JAEC den Bau von mehreren Reaktoren mit einer geringen Leistung von ca. 180 MW_e an. Jedoch wurde erst im März 2017 eine Vereinbarung zwischen der JAEC und der saudi-arabischen K.A. CARE unterzeichnet. Die Stadt sollte Jordanien bei der Erstellung einer Machbarkeitsstudie zum Bau von zwei SMR unterstützen. Aktuell führt die jordanische Regierung Gespräche mit mehreren verschiedenen SMR-Anbietern. Bereits im November 2019 unterzeichnete die JAEC mit dem britischen Unternehmen Rolls-Royce und dem amerikanischen Konzern X-Energy ein Memorandum of Understandig, um eine Machbarkeitsstudie für den Bau eines SMR durchzuführen. Zudem interessiert sich das Land auch für das Konzept der chinesischen National Nuclear Corporation (CNNC), des amerikanischen Konzerns NuScale, und dem südkoreanischen KAERI.[21] Auch der russische Staatskonzern bietet Jordanien nach dem Scheitern des alten 1.100 MW_e Projekts die Mithilfe bei Bau und Betrieb von SMR-Anlagen an. Mit dem amerikanischen Konzern X-Energy wurde zudem ein „Letter of Intent“ zum Bau von vier gasgekühlten 75 MW_e-Hochtemperaturreaktoren (HTR) unterzeichnet, die mit TRISO-Brennstoff betrieben werden sollen. Der „Letter of Intent“ soll den Prozess zum Bau eines Kernkraftwerksprojekts in Jordanien bis 2030 beschleunigen.[22]

Estland

In 2019 wurde in Estland das Unternehmen Fermi Energia gegründet mit dem Ziel, SMR-Reaktoren in Estland zu bauen und zu betreiben. Das Unternehmen führt ihre Motivation auf den Klimaschutz zurück.[23] Im Januar 2020 schlossen Fermi Energia, Tractebel (Belgien) und Fortum (Finnland) eine Kooperationsvereinbarung zur Untersuchung von möglichen SMR-Konzepten, die das Unternehmen importieren könnte. Im November 2020, unterzeichnet Fermi Energia eine Absichtserklärung mit Vattenfall für weitere Zusammenarbeit an SMRs.[24] Die Initiative zur Entwicklung eines SMR-Programms umfasst damit Fortum, Tractebel und Vattenfall (Schweden).

[21] Jordanien betreibt einen Forschungsreaktor an der jordanischen Universität. Die Technik kommt aus Südkorea, welches sich mit etwa 70 Millionen USD an der Finanzierung beteiligte.
[22] https://www.neimaga-zine.com/news/newsjordan-and-x-energy-agree-to-accelerate-work-on-smr-7527332, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[23] https://fermi.ee/en/meie-lugu/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[24] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Vattenfall-extends-SMR-cooperation-with-Fermi-Ener, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Ukraine

Im Februar 2020 haben NuScale und die staatliche ukrainische Einrichtung „State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety“ (SSTC NRS) die Unterzeichnung einer Vereinbarung bekannt gegeben. Ziel der Kooperation ist die Erschließung der regulatorischen und konstruktiven Lücken zwischen den US-amerikanischen und ukrainischen Genehmigungsprozessen für den Bau und den Betrieb eines NuScale SMR.[25] Eine weitere Absichtserklärung wurde zwischen Holtec, dem staatlichen Kernkraftwerksbetreiber Energoatom und dem SSTC NRS unterzeichnet. Ziel des Abkommens ist es, bis zu sechs SMR der Firma Holtec zu bauen.[26]

Die Ukraine verfügt im Gegensatz zu den anderen passiven Ländern über einen umfangreichen kommerziellen (und vormals auch militärischen) Kernenergiekomplex. Das Land betreibt aktuell 15 Kernkraftwerke mit großer Leistung; der Kernenergieanteil an der Stromproduktion beträgt über 50%. Für die Ukraine könnte eine mögliche Motivation der Ersatz der großen Kernkraftwerke sein, die mittlerweile ein Durchschnittsalter von über 31 Jahren haben. Von besonderem Interesse ist wohl auch die Reduzierung der Abhängigkeit von Russland. So strebt die Ukraine für die aktuellen Kernkraftwerke, die alle samt sowjetischer Bauweise sind, bereits Diversifikation im Brennstoffbezug an. So bezieht Energoatom mittlerweile, neben Rosatom, auch Brennstoff von Westinghouse.[27]

Weitere passive Länder

Wie oben bereits aufgeführt, ist die Zuordnung von konkreten Aktivitäten auf der passiven Seite wesentlich schwieriger als für aktive Staaten. Nichtsdestotrotz erfolgt hier noch eine Erwähnung von anderen passiven Ländern, die den Import von SMR diskutieren.

Seit 2020 diskutieren GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) und das polnische Unternehmen Synthos Green Energy über potenzielle Einsatzmöglichkeiten für den BWRX-300 von GEH.[28]

Im Januar 2021 hat die rumänische Atomgesellschaft Societatea Nationala Nuclearelectrica (SNN) von der US-Handels- und Entwicklungsbehörde (USTDA) einen nicht rückzahlbaren Zuschuss in Höhe von 1,28 Mio. USD erhalten, der für die Identifizierung potenzieller SMR-Standorte in Rumänien verwendet werden soll.[29] Dem ging 2019 eine Kooperationsvereinbarung zwischen NuScale und dem rumänischen Energieunternehmen Societata Nationala Nuclearelectrica SA (SNN SA) zur Erforschung des Einsatzes von SMRs in Rumänien voraus.[30]

In 2020, haben GEH und ČEZ, ein tschechisches Energieunternehmen, eine Absichtserklärung unterzeichnet, in der die Unternehmen vereinbart haben, die wirtschaftliche und technische

[25] https://world-nuclear-news.org/Articles/MoU-starts-evaluation-of-NuScale-SMR-for-Ukraine, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[26] https://holtecinternational.com/2019/06/11/holtec-energoatom-and-sstc-enter-into-a-trilateral-consortium-partnership-to-advance-the-smr-160-nuclear-reactor-for-deployment-across-ukraine/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[27] https://info.westinghousenuclear.com/news/westinghouse-energoatom-contract-signals-full-diversification-for-ukraine-s-nuclear-fuel-supply, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[28] https://world-nuclear-news.org/Articles/Company-begins-SMR-discussions-with-Polish-regulat, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[29] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-grant-for-Romanian-SMR-siting-assessment, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[30] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Romania-to-explore-NuScale-SMR-deployment, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Machbarkeit eines möglichen Baus eines BWRX-300 in der Tschechischen Republik zu untersuchen.[31]

Anfang 2021 haben NuScale und das staatliche bulgarische Unternehmen Kozloduy Nuclear Power Plant - New Build Plc (KNPP-NB) vereinbart, die Eignung des NuScale SMR am bestehenden Kernkraftwerksstandort Kozloduy in Bulgarien zu prüfen.[32]

3.2 Einsatzbereiche und energiewirtschaftliche Einordnung

Wie alle anderen Kernkraftwerke sind auch die SMR-Konzepte vor allem auf die Produktion von Strom ausgelegt, darüber hinaus wird in einigen Anwendungen als Kuppelprodukt Wärme ausgekoppelt, z. B. für Fernwärme, Meerwasserentsalzung sowie industrielle Prozesswärme. Einige SMR-Konzepte erweitern das klassische Spektrum der Einsatzbereiche, z. B. um die Versorgung autarker Gebiete oder militärischer Mikroreaktoren. Nach einer Beschreibung der aktuellen Trends auf internationalen Energiemärkten werden die spezifischen Einsatzbereiche, d. h. solche, die über die reine Stromerzeugung hinausgehen, aufgezeigt sowie energiewirtschaftlich eingeordnet.

Die mit SMR-Konzepten in Zusammenhang gebrachten Einsatzbereiche sind umfangreich, unterliegen allerdings auch starken Schwankungen. Lag in der frühen Phase der Kernkraftentwicklung ein Schwerpunkt auf der Versorgung von Entwicklungsländern mit Reaktoren mit geringer Leistung (Bade 1958), so wurden in den 2010er Jahren mit der „Renaissance“ von SMR-Konzepten weitere Einsatzbereiche hinzugefügt, wie z. B. die Versorgung autarker Regionen auch in Industrieländern (IAEA 2018c). Viele SMR-Konzepte sind für eine reguläre infrastrukturelle Anbindung geplant, bei der insb. eine stabile Verbindung zu einem Stromnetz gewährleistet sein muss (z. B. NuScale). Andere SMR-Konzepte liefern eine autarke Energieversorgung, überwiegend an Land (z. B. U-Battery, eVinci), in wenigen Fällen auch schwimmend (z. B. KLT-40S, RITM-200M, ACPR50S).

3.2.1 Trends auf internationalen Energiemärkten

Aufgrund der geringen Leistungen von SMR-Konzepten verfügen diese über Kostennachteile gegenüber Kernkraftwerken mit höheren Leistungen. Daher müssen bei der Bewertung der Einsatzbereiche die Entwicklungen auf den Energiemärkten berücksichtigt werden. Derzeit erscheinen zwei Trends besonders einschlägig:

~ Einerseits hat die Gefahr des gefährlichen Klimawandels dazu geführt, dass der Ausstieg aus der Nutzung fossiler Energieträger in vielen Regionen der Erde politisch verfolgt wird. Global legt das Pariser Klimaschutzabkommen eine drastische Reduktion von Klimagasen fest, in Richtung einer möglichst nicht um mehr als 1,5° Celsius zunehmenden Erdmitteltemparatur (United Nations 2015). Dies wird u. a. in Europa mit dem Green New Deal und dem Bekenntnis zur Dekarbonisierung bis spätestens 2050 umgesetzt (European Commission 2019). Auch Länder, die bislang Klimaschutz eher nachrangig behandelten, entwickeln verbindliche langfristige Dekarbonisierungsziele, wie z. B. die USA und China. Jedoch ist mittelfristig noch nicht mit CO_2-Preisen zu rechnen, welche die

[31] https://www.ge.com/news/press-releases/ge-hitachi-nuclear-energy-and-%c4%8dez-announce-small-modular-reactor-technology, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

[32] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/NuScale-SMR-to-be-evaluated-for-use-in-Bulgaria, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

traditionelle Kernkraftwerkswirtschaft bräuchte, um operativ wettbewerbsfähig mit fossilen Energieträgern, insb. Kohle und fossilem Erdgas, zu sein (Davis 2012, S. 59).

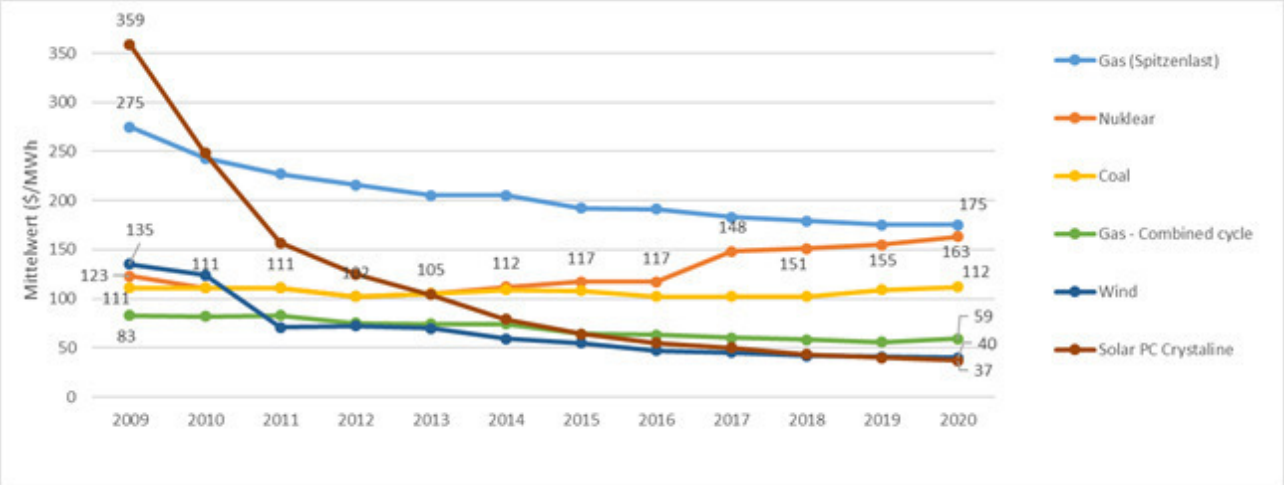
~ Andererseits haben sich in den vergangenen zwei Jahrzehnten die Kosten erneuerbarer Energien, insb. Sonne und Wind sowie von Speicheranlagen so drastisch reduziert, dass diese Kombination in vielen Fällen bereits heute wettbewerbsfähig ist. Die bestehenden Stromsysteme können bereits heute Anteile von 60-80% Erneuerbare aufnehmen. Weder die Energiewende in Deutschland noch andere Transformationsprozesse in anderen Ländern werden an fehlenden Speichern scheitern (DIW 2018). Fluktuierende Erneuerbare können durch die Kopplung mit Speichern, u. a. auch Wasserstoff, zeitlich flexibel werden und somit alle Einsatzbereiche, die im Kontext mit SMR-Konzepten diskutiert werden, auch kostengünstig leisten (Gulagi et al. 2020; Fasihi und Breyer 2020; Jacobson 2021). Darüber hinaus ist insb. bei Solarenergie kein Ende der Kostendegression abzusehen, u. a. durch die rasche Technologieentwicklung (Dünnschicht und kristalline Zellen).

Abbildung 1 zeigt den Trend von Stromgestehungskosten[33] unterschiedlicher Energieträger auf, den die Investment-Bank Lazard regelmäßig erstellt: Die Stromgestehungskosten von Kernkraft sind seit 2009 um etwa 50% gestiegen und liegen im Bereich von 160 USD/MWh. Dagegen sind die Kosten von Wind (-65%) und insb. solare Photovoltaik (-85%) im selben Zeitraum stark gefallen. Sie liegen an guten Standorten heute im Bereich von 40–60 USD/MWh. Zwar sind die Systemkosten der jeweiligen Technologien nicht berücksichtigt, so z. B. Rückbau, Endlagerung und Versicherungskosten für Kernkraft und Speicher zur zeitlichen Flexibilisierung bei Erneuerbaren. Jedoch ist angesichts des beschriebenen Trends nicht damit zu rechnen, dass große Kernkraftwerke wettbewerbsfähig werden. Diese Einschätzung wird auch in der Energiewirtschaft weitgehend geteilt.[34]

[33] Die Stromgestehungskosten beinhalten alle Kosten, die mit der Technologie verbunden sind, und setzen sie in Relation zur Gesamtstromerzeugung während der Lebensdauer.

[34] Vgl. die Einschätzung von RWE-Vorstandsvorsitzender Schmitz: [Der Neubau von Kernkraftwerken, von Autoren zugefügt] „… ist ganz unabhängig von der immer noch nicht geklärten Entsorgungsfrage schon wirtschaftlich völliger Unsinn. Warum soll man Milliarden Euro in eine Technologie investieren, bei der die Kilowattstunde Strom mindestens zehn Cent kostet, wenn es mit Windkraft schon für vier Cent geht? Das leuchtet mir nicht ein“ https://www.spiegel.de/wirtschaft/unternehmen/rolf-martin-schmitz-rwe-ueber-kohleausstieg-irgendwann-reicht-es-mir-jedenfalls-a-00000000-0002-0001-0000-000169122953, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Abbildung 1: Stromgestehungskosten verschiedener Erzeugungstechnologien (2009-2020).



Quelle: (Lazard 2020)

3.2.2 Spezifische Einsatzgebiete

3.2.2.1 Fernwärme

Die Bereitstellung von Fernwärme spielt in einigen SMR-Konzepten eine Rolle, insb. als CHP–Technologie (combined heat & power). Dies wird u. a. in den Studien von (IAEA 2017a; INL 2014; Udalova 2020; Rosen 2021) beschrieben. Jedoch sind Kernkraftwerke in diesem Bereich teurer als andere Technologien, sowohl konventionelle als auch erneuerbare (Shahidehpour et al. 2020; Lake et al. 2017). (IRENA; IEA; REN21 2020) beschreiben die bei Erneuerbaren-basierten Fernwärmekonzepten auftretenden institutionellen Herausforderungen, sehen hier aber große Potentiale.

Insgesamt verfügt Deutschland über rund 70 Megawatt an thermischer Solarleistung für die Fernwärme, insbesondere im Südwesten, hier befinden sich 47% der bundesweiten solarthermischen Großanlagen. Aktuelle Projekte sind somit in städtischen Regionen bereits angekommen.[35] Auch die Bundeswehr beginnt ihre Kasernen mit erneuerbaren Energien zu heizen, wie zum Beispiel in der Franz–Josef-Strauß Kaserne durch Biogas.[36]

3.2.2.2 Meerwasserentsalzung

Meerwasserentsalzung wird auch seit den 1950er Jahren regelmäßig als Einsatzbereich für Kernkraft benannt, vormals eher für größere Anlagen, inzwischen auch regelmäßig für SMR-Konzepte (Oktavian et al. 2018; IAEA 2018b). Insb. im Kontext der Industrialisierung im Mittleren Osten spielt Meerwasserentsalzung eine wichtige Rolle, z. B. in Saudi-Arabien. Gerade diese Länder verfügen jedoch über besonders gute Voraussetzungen bzgl. erneuerbarer Energien, insb. Solarenergie (Esmaeilion 2020). Der Vergleich von Stromkosten fällt daher im Mittleren Osten noch

[35] https://erneuerbare-bw.de/de/presse/news-detail/solare-waermenetze-sind-auf-dem-vormarsch-60/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[36] https://www.merkur.de/lokales/schongau/altenstadt-ort377062/altenstadt-kommandosache-biowaerme-in-franz-josef-strauss-kaserne-steinkohle-aera-ist-vorbei-13548952.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

deutlicher für Erneuerbare aus als anderswo, bei großen Solaranlagen sind die Kosten inzwischen auf 10-20 USD/MWh gefallen (Mycle Schneider Consulting 2020, 96 ff. (Focus Middle East)). Dauerhafte Verfügbarkeit mit Speicherlösungen ist gesichert, wofür alternative Finanzierungsmodelle diskutiert werden (Caldera et al. 2018).

3.2.2.3 Prozesswärme

Prozesswärme spielte bei der Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren in den 1950er Jahren eine wichtige Rolle, u. a. in den USA (Peach Bottom, St. Vrain) und England (Dragon). Auch in Deutschland wurde besonderes Gewicht auf diese Technologie gelegt, die Synergien zwischen Strom- und Wärmenutzung versprach (AVR, später THTR (Radkau 1983, 231 ff.)). Seitdem wird Hochtemperaturwärme für Industrieprozesse oder sogar die Abtrennung von Wasserstoff in Hochtemperaturreaktoren erforscht. Technische Schwierigkeiten, insb. mit dem Brennstoff, sowie fehlende Wirtschaftlichkeit dauern jedoch bis heute an, vgl. die vergleichenden Analysen von (Öko-Institut e.V. 2017, Abschnitt 6; Thomas et al. 2019; Ramana und Ahmad 2016). Daher ist nicht damit zu rechnen, dass SMR-Konzepte diese Probleme in absehbarer Zeit überwinden können.

Analog sind auch beim südafrikanischen PMBR-400 und beim chinesischen HTR-PM absehbar keine Durchbrüche zu erwarten. Alternativen auf der Basis erneuerbarer Energien bzw. Wasserstoff stehen bereit.[37]

3.2.2.4 Versorgung autarker Regionen

Der Ersatz fossiler Energieträgerbei bei der Versorgung autarker Regionen, vor allem von Dieselgeneratoren, wird häufig als potenzieller Einsatzbereich von SMRs genannt. Allerdings gilt auch hier, dass SMR-Konzepte diesbezüglich nach heutigem Stand keine Wettbewerbsfähigkeit erlangen können und andere, einfachere und kostengünstige Systemlösungen zur Verfügung stehen.

Studien von (Hatch 2016; Lesinski 2017; CNL 2016; Wojtaszek 2019) sehen eine Anwendung für SMR im Bereich Bergbau und Offgrid vor, insb. im Kontext der Abschaltung der verbliebenen Kohlekraftwerke innerhalb des kommenden Jahrzehnts. Die Studie von (Froese et al. 2020) betrachtet die Kosten von SMR, Diesel, Wind und Solar Systemen (bzw. Wind und Diesel als kombiniertes System). SMR-Konzepte stellen keine Alternative zur Stromerzeugung gegenüber Erneuerbaren dar und wären um ein Vielfaches teurer, vgl. Tabelle 2. Selbst bei einer Kostensteigerung für Erneuerbare um den Faktor 10 bleibt das Ergebnis erhalten.[38]

[37] Bekannte Beispiele für Prozesswärme durch Erneuerbare sind das „Power – to X“-Projekt von Siemens https://www.siemens-energy.com/global/en/offerings/renewable-energy/hydrogen-solutions.html und ein Projekt von BP und Orsted im Emsland https://www.cleanthinking.de/lingen-green-hydrogen-wie-orsted-und-bp-die-energiewende-vorantreiben/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

[38] Zu kanadischen Projekten sind außerdem zwei Projekte in Mali bekannt, wo bereits Solar und Speicher installiert wurden um den hohen Energieverbrauch des Bergbaus zu decken (Kenning 2018) Hier wird außerdem von einer Kostenersparnis durch den Einsatz von erneuerbaren Erzeugungstechnologien berichtet. https://www.energy-storage.news/news/mali-gold-mine-to-halve-energy-costs-with-40mw-solar-storage-hfo-plant, zuletzt geprüft 29.01.2021.

Tabelle 2: Ergebnis der Modellierung verschiedener Erzeugungstechnologien im Bergbau und Offgrid Bereich in Kanada

	Nuklear (SMR)	Wind	Solar PV	Diesel
Produktion (kWh/Jahr)	3942	2190	1314	3942
Annualisierte Kapitalkosten (CAD/kW/Jahr)	14.000	620	240	120
Jährliche Ausgaben (CAD/kW/Jahr)	530	35	35	1200
Gesamtkosten der Erzeugung (CAD/kWh)	3,7	0,30	0,30	0,33

Quelle: (Froese et al. 2020)

3.2.2.5 Schiffsantriebe (insb. U-Boot)

Die verbleibenden Einsatzgebiete sind Nischenanwendungen oder militärischer Natur. Schiffsantriebe sind seit den frühen Jahren der Kernkraftwirtschaft in großen Mengen gebaut und weiterentwickelt worden: In den USA war es der von der Navy mit Westinghouse entwickelte Reaktor S1W bzw. S2W, der das weltweit erste Atom-U-Boot („Nautilus“) antrieb.[39] Bis heute werden atomare Antriebstechnologien für militärische Anwendungen, aber auch in der kommerziellen Schifffahrt, weiterentwickelt, z. B. in Russland, China und den USA.

3.2.2.6 Militärische Verwendung von Mikroreaktoren

Militärische Anwendungen von SMR-Konzepten sind insb. im Bereich von Mikroreaktoren in Arbeit. Dies bezieht sich auf mobile Reaktoren, mit denen flexibel und ortsungebunden Energie bereitgestellt werden kann. Das U.S.-Verteidigungsministerium (U.S. DoD) fördert die Entwicklung dieses Reaktortyps (United States Army 2018). In der Literatur überwiegt die Skepsis bzgl. dieses Einsatzbereichs. (Lyman 2019) kritisiert das U.S. DoD-Programm als gefährlich und teuer. (Trakimavičius 2020), Technikexperte bei der NATO, berichtet sowohl über hohe Kosten als auch ungelöste logistische Fragen der Ver- und vor allem der Entsorgung.

3.3 Modularität und produktionswirtschaftliche Einordnung

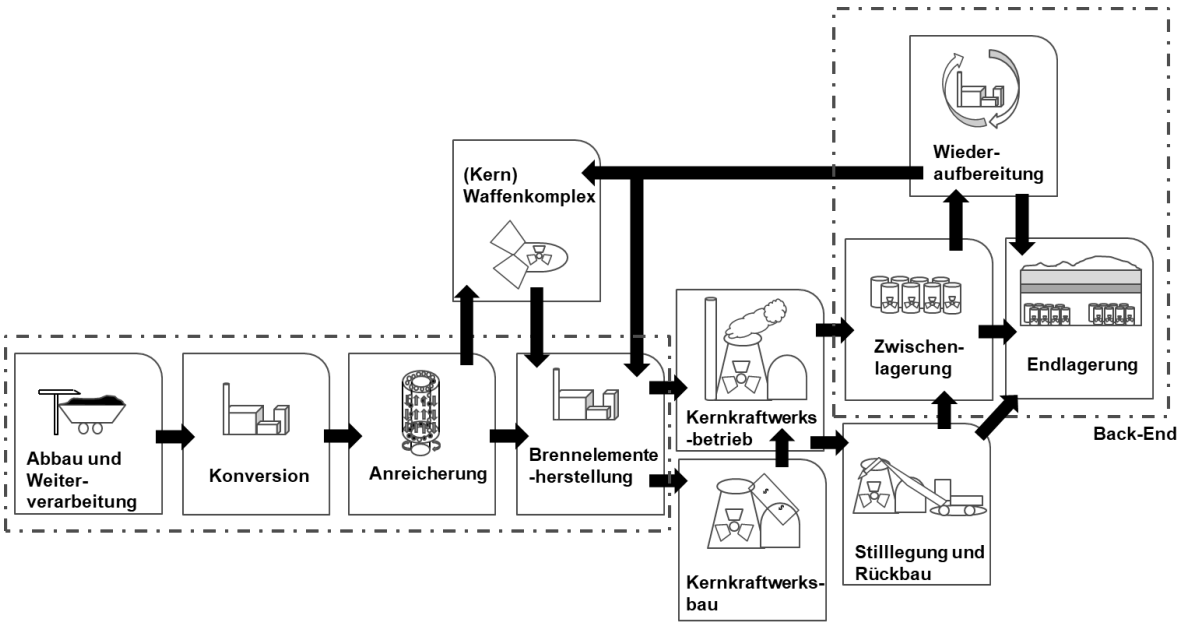
Nach der Analyse der Einsatzbereiche, d. h. möglicher „Nachfragern“ nach SMR, geht dieses Unterkapitel auf die „Angebotsseite“ ein, diskutiert Aspekte der Modularität und ordnet sie produktionswirtschaftlich ein. Dafür erfolgt eine Einordnung von SMR-Konzepten in das Gesamtsystem von Kernkraft („Systemgüteranalyse“), wobei auch Herausforderungen im Front-end und im Back-end identifiziert werden, die in der SMR-Diskussion zu kurz kommen. Im Anschluss daran wird geprüft, ob aktuelle SMR-Konzepte in Bezug auf Modularität und Produktionskosten erhebliche Unterschiede zu früheren Ansätzen aufweisen können und wie sich diese Konzepte von Kernreaktoren mit größeren Leistungen unterscheiden. Dabei werden die tatsächlichen Produktionskosten bestehender bzw. im Bau befindlicher SMR-Konzepte näher betrachtet.

[39] Die Sowjetunion folgte wenige Jahre später mit dem Atom-U-Boot „Lenin“.

3.3.1 Systemgutbetrachtung von SMR-Konzepten

SMR-Konzepte nutzen die Spaltung von Kernen in Brennstoffen zur Erzeugung von Wärme, die dann typischerweise in Strom umgewandelt wird. Darin unterscheiden sie sich nicht von Kernkraftwerken mit größeren Leistungen über 300 MW_e. Die Diskussion von SMR-Konzepten ist stark auf die Produktion sowie die Sicherheit fokussiert. Dabei wird die weitere systemische Einbettung dieses Teils der Wertschöpfungskette oftmals vernachlässigt, die aber für die Funktionsweise jedes Reaktorkonzepts notwendig ist. Daher erfolgt hier eine breite Systemgutbetrachtung von Kernkraft, wobei die relevanten vor- und nachgelagerten Schritte identifiziert werden, vergleiche Abbildung 2. Auch für SMR müsste der Abbau von Rohstoffen, Konversion, Anreicherung und die Brennelementeherstellung geleistet werden (manchmal als „Front-end“ bezeichnet). Nach Bau und Betrieb der Anlagen stehen mit der Stilllegung und dem Rückbau sowie der Zwischen- und Endlagerung der radioaktiven Abfallprodukte erhebliche Herausforderungen bevor (sogenanntes „Back-end“). Einige SMR-Reaktorkonzepte erfordern die Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennstoffen, welche besondere Herausforderungen an Technik und Sicherheit stellt. Die Gefahr der Proliferation von Kernbrennstoffen aus kommerziellen Nutzungen in den Kernwaffenkomplex ist ein wichtiges, auch bei SMR allgegenwärtiges Thema.

Abbildung 2: Das Systemgut Kernkraftwerk



Quelle: (DIW 2020, S. 13)

3.3.1.1 Front-end

SMR-Konzepte benötigen Kernbrennstoffe, i. d. R. Uran, welches einen komplexen Ablauf durch Abbau und Weiterverarbeitung, Konversion, Anreicherung sowie industrielle Brennstofffertigung durchläuft. Eine besondere Herausforderung für SMR-Konzepte ist die Entwicklung spezifischer, auf den Reaktor ausgelegter Brennstoffe. Aufgrund dieser hohen Spezifität ist ein großer Teil der Brennstoffherstellungsunternehmen gleichzeitig Reaktorverkäufer (oder in deren Besitz), bspw. Westinghouse und Framatome oder das russische Unternehmen TVEL, das Teil des Rosatom-Konglomerats ist (DIW 2020). Brennstoffe für SMR müssen teilweise erst entwickelt werden. Insbesondere bei fortgeschrittenen Reaktoren, die u. a. mit HALEU (High-Assay Low Enriched

Uranium, bis zu 20% angereicherter Brennstoff) oder aber auch mit neuen Brennstoffen wie Salzschmelzen arbeiten, besteht eine komplementäre, aber auch hochspezifische Interdependenz zwischen der Bereitstellung des Reaktors einerseits und der Bereitstellung des Brennstoffes andererseits.

3.3.1.2 Rückbau und Back-end

Zwar könnte die modulare Bauweise und der benötigte hohe Grad an Standardisierung den Rückbau von SMRs nach der Betriebszeit erleichtern. Jedoch stellt sich dieser bei den historischen SMR-Konzepten als komplizierter dar (vgl. Abbildung 7). Die einzige quantitative Studie, die den Rückbau von SMR mit großen Reaktoren vergleicht kommt zu dem Schluss, dass wenn nur die Größenvorteile berücksichtigt werden, die erwarteten spezifischen SMR-Rückbaukosten unabhängig von der Rückbaustrategie dreimal höher sind (Locatelli und Mancini 2010).[40]

Auch bei SMRs für entlegene, autarke Regionen stellen sich bisher nicht bekannte Herausforderungen technischer bzw. logistischer Art. So kann für die abgebrannten Brennstoffe eine längere Zwischenlagerung vor Ort erforderlich sein, bevor der Brennstoff die Anforderungen an die Handhabung und den Transport erfüllt (Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee 2018, S. 5). Wie dies vor Ort in abgelegenen Regionen erfolgen soll ist noch ungewiss.

Bei einigen Mikroreaktoren soll der Reaktor samt Brennstoff im Ganzen ausgetauscht werden, jedoch birgt der Rücktransport eines bestrahlten, versiegelten SMR-Brennstoffkerns neuartige Herausforderungen. Der Transport könnte sich grundlegend vom konventionellen Brennstofftransport unterscheiden und die Entwicklung neuer Transportverpackungen erfordern, insbesondere mit Blick auf die erforderliche Abschirmung der Transportverpackungen, die die Gewichtsgrenzen für viele Transportwege überschreiten könnten (Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee 2018, S. 8).

In Zusammenhang mit der Brennstoffproblematik stellt auch die Schnittstelle zu der Entsorgung von abgebrannten Brennstoffen eine wesentliche Herausforderung bei der Entwicklung von SMR dar. Einige Reaktorkonzepte planen auch die Wiederaufbereitung von Brennstoffen. Auch hierfür bedarf es einer spezifischen Industriestruktur, die in den meisten der SMR-Staaten nicht existiert. Weltweit betreibt noch kein Land ein Endlager für abgebrannte Brennstoffe. Unklar ist, ob die aktuell entwickelten bzw. konzipierten Endlagerkonzepte kompatibel mit den abgebrannten Brennstoffen aus den aktuell diskutierten SMR-Konzepten sind. Gegebenenfalls muss für diese Abfälle ein anderer Langzeitsicherheitsnachweis geführt, Wechselwirkungen mit anderen hochradioaktiven Abfällen in dem gleichen Endlager ausgeschlossen oder gar ein neues Endlager konzipiert werden (Öko-Institut e.V. 2017, S. 22).

3.3.2 Modularität und Produktionskosten

3.3.2.1 Überblick

SMR und „große“ Kernreaktoren

Auch wenn es zwischen SMR und anderen Kernkraftwerken nur geringe Unterschiede gibt, muss die potenzielle Bedeutung der Modularität für die Produktionskosten sowie die Produktionsstrukturen

[40] Die Diskrepanz könnte durch mehrere Anlagen am gleichen Standort etwas reduziert werden.

geprüft werden. Grundsätzlich unterscheiden sich die Produktionsstruktur eines kleinen Kernkraftwerks (bis zu 300 MW_e) nicht von der eines „mittelgroßen“ Kernkraftwerks (300 MW_e bis 700 MW_e) bzw. eines „großen“ Kernkraftwerks (> 700 MW_e). Einige SMR-Konzepte weisen eine kompaktere Bauweise auf, bei der z. B. der primäre Kühlkreislauf im Reaktordruckbehälter integriert ist. Dies wird als „integrales“ Konzept bezeichnet, wie z. B. bei den NuScale- oder SMR 160-Konzepten. Darüber hinaus enthalten einige SMR-Konzepte neben dem nuklearen Dampferzeugungssystem mehrere modulare Strom- bzw. Wärmesysteme.

Als Gründe für die Entwicklung von SMR werden einerseits bisher nicht erschlossene Anwendungsfelder gesehen. Kernkraftwerke mit geringer Leistung weisen höhere spezifische Kapital- und Stromgestehungskosten auf als größere (Rothwell 2016, S. 92). Es wurde jedoch die Hypothese formuliert, durch die modulare, standardisierte, fabrikmäßige Produktion von SMR sollten sowohl die Gesamtbaukosten als auch die Bauzeiten solcher Systeme reduziert werden (Öko-Institut e.V. 2017, S. 97; Roulstone et al. 2020). Es ist aber unklar, ob die Größennachteile durch Massenproduktion überkompensiert werden können, sodass kleine Kernkraftwerke doch eventuell kostenmäßig mit größeren wettbewerbsfähig werden könnten.

Baukosten

Ein geläufiger Indikator zum Vergleich verschiedener Erzeugungstechnologien ist das Kostenkonzept der „Overnight Construction Cost“ (OCC). Hier wird angenommen, dass das Kraftwerk „über Nacht“ gebaut wird. Somit werden die Zinsen bzw. Finanzierungskosten, die während des Baus anfallen, nicht berücksichtigt.[41] Die Finanzierungskosten werden zu den OCC addiert, um zu den Gesamtbaukosten zu gelangen.[42] Finanzierungskosten können insb. bei langen Bauzeiten einen großen Anteil der Gesamtbaukosten ausmachen, und im Bereich von 30-60% (manchmal sogar darüber) liegen (MacKerron 1992; University of Chicago 2004; Haas et al. 2019).

Betriebskosten

Betriebskosten spielen zwar bei SMRs eine geringere Rolle als Fixkosten, jedoch sind auch hier verschiedene Aspekte zu beachten. Die Betriebs- und Wartungskosten (O&M) umfassen alle Kosten, die mit Betrieb, Wartung, Verwaltung, Materiallieferungen, Lizenzgebühren und Personalkosten verbunden sind. Abhängig von der nationalen Regulierung können O&M Kosten auch Rückbau- sowie Zwischenlager- und Entsorgungskosten beinhalten (z. B. in den USA). Ein wichtiger Aspekt der Betriebskosten sind die Brennstoffkosten, die jedoch für viele Konzepte schwer abzuschätzen sind, da viele Brennstoffe noch entwickelt werden müssen. In der Literatur wird die Frage nach Betriebskostenvorteilen von SMR kontrovers diskutiert (Rothwell 2016; Boarin et al. 2021).

Auf der einen Seite argumentieren SMR-Vertreter, dass ein vereinfachtes Design, vereinfachte Betriebsprozesse, höhere Standardisierung, ein höherer Automatisierungsgrad und weniger

[41] Zu den OCC gehören die Kosten des Eigentümers (owners costs), die hauptsächlich die Ausgaben für die Bauvorbereitung (dazu gehören allgemeine Verwaltung, Betriebsvorbereitung, Ersatzteile, Standortwahl, Erwerb, Lizenzvergabe, Öffentlichkeitsarbeit, Steuern) und die Kosten für Technik, Beschaffung und Bau (Engineering, Procurement, Construction, EPC) sowie die Rückstellungen für unvorhergesehene Ausgaben umfassen (University of Leuven 2013, S. 33–39; Rothwell 2016, S. 75–78).

[42] Die Finanzierungskosten bestehen aus den während des Baus zu zahlenden Zinsen (intererst during construction, IDC), beschränken sich aber nicht nur auf den Fremdkapitalanteil, sondern sollen auch eine akzeptable Rendite für Eigenkapitalinvestoren bieten.

Personal die Betriebskosten tendenziell senken könnten (NEA 2016, S. 20). Andererseits ist zu vermuten, dass die spezifischen Betriebskosten für SMR höher ausfallen als für größere Kraftwerke. Durch die Skaleneffekte steigen die fixen O&M Kosten (bspw. für die Sicherheit) für SMR gegenüber einem Kernkraftwerk mit großer Leistung. Auf der anderen Seite gib es die Hypothese, dass diese fixen O&M Kosten durch mehrere Module an dem gleichen Standort auch sinken könnten. (Glaser et al. 2013) argumentieren, dass der Brennstoff- bzw. Ressourcenverbrauch bei SMRs höher sein kann als bei konventionellen Reaktoren.

Auch die geringere Neutronen-Ausbeute aufgrund der kleineren Reaktorgröße kann zu höheren Brennstoffkosten führen: Für Leichtwasserreaktoren können demnach, unter Berücksichtigung der Kosten für die Herstellung und des geringeren durchschnittlichen Abbrandes des Brennstoffs, die Brennstoffkosten pro produzierter Megawattstunde höher sein als für große Leichtwasserreaktoren (Rothwell 2016, S. 161).

Kostenschätzung für bestehende Kraftwerke

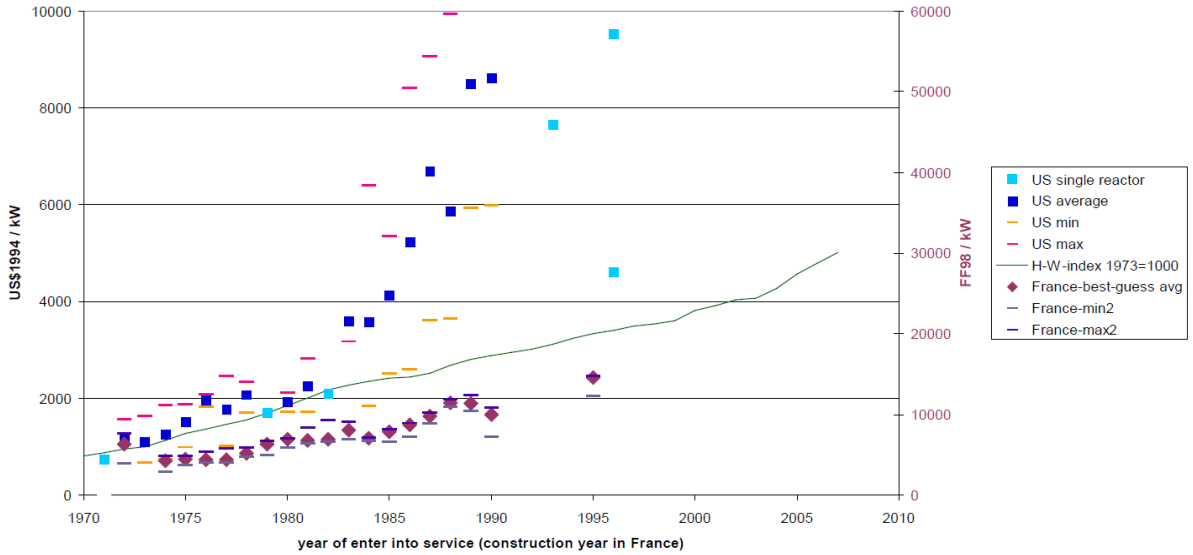
Die hohen Erwartungen an die Wettbewerbsfähigkeit der Kernkraft, welche in den 1950er Jahren geäußert wurden, wurden nicht erfüllt; bis heute ist Kernkraft unter privatwirtschaftlichen wettbewerblichen Rahmenbedingungen nicht darstellbar (Radkau 1983; Hahn und Radkau 2013; Davis 2012; University of Leuven 2013; DIW 2019b). Des Weiteren ist auch nicht zu erwarten, dass bestimmte bereits existierende „große“ Reaktorkonzepte u. a. dank Technologiediffusion, Größenvorteilen und positiven Lerneffekten wettbewerbsfähig werden könnten. Sowohl in den USA als auch später in anderen Ländern mussten die Reaktorhersteller und die Energiewirtschaft mit erheblichen Subventionen an die Kernkraft herangeführt werden.

Zudem kam es mit den Neubauten von Kernkraftwerken seit den 1960er Jahren nicht zu Kostendegressionen, vielmehr stiegen die Kosten von Kernkraftwerken (pro Kilowatt installierter Leistung) kontinuierlich an (DIW 2019, S. 513). Die Eskalation der Kapitalkosten in den USA wurde schon früh beobachtet und ist seit mehreren Jahrzehnten regelmäßig nachgewiesen (The Rand Corporation 1978; Komanoff 1981; Zimmerman 1982; DOE 1986; IGES Institut, TU Berlin 2008; Koomey und Hultman 2007). Heute liegen die Baukostenschätzungen für „große“ Kernkraftwerke der dritten Generation im Bereich von 5.000 – 8.000 USD/kW_e, bei aktuell laufenden Projekten in den USA, Finnland, und Frankreich liegen sie noch wesentlich höher.

(Grubler 2010) untersuchte die Ökonomie des französischen sowie des US-amerikanischen Atomprogramms und stellte fest, dass das französische Atomprogramm auch unter besseren institutionellen Rahmenbedingungen eine Kosteneskalation aufwies. (Berthélemy und Rangel 2015) analysierten die Daten und bestätigen, dass die Ausweitung des französischen Nuklearprogramms nicht zu Kostensenkungen führte.[43] Abbildung 3 zeigt die Steigerung der Overnight Construction Cost (USD/kW) von Kernkraftwerken im US-französischen Vergleich. Abbildung 3 zeigt auch die spezifischen Kostensteigerung von mittelgroßen (~ 600 MW_e) zu großen Leistungen (~ 1.400 MW_e), da die Leistung der Reaktoren seit dem Bau des ersten Kraftwerks stetig gestiegen ist.

[43] Sie fanden aber auch Lerneffekte innerhalb des Reaktortechnologietyps. Auch im Roll-out standardisierter Kernkraftwerke in Korea, der sogenannten Korean Standard Nuclear Plant (KSNP) mit Westinghouse Lizenz, wurden Lerneffekte beobachtet (Boarin et al. 2021, S. 258).

Abbildung 3: Steigerung der spezifischen Baukosten bei der Entwicklung von „mittelgroßen“ zu „großen“ Kernkraftwerken in Frankreich und den USA



Quelle: (International Institute for Applied Systems Analysis 2009, S. 31), Die Y-Achse gibt die spezifischen Overnight Construction Cost in USD (1994) pro installiertem Kilowatt elektrischer Leistung und die X-Achse das Jahr der Inbetriebnahme (USA) bzw. des Baustarts (Frankreich) wieder.

3.3.2.2 Produktionskosten und Modularität

Ansätze zur Modularität

Bei den in der Literatur verwendeten Konzepten können zwei Ansätze der „Modularität“ von Reaktorkonzepten unterschieden werden (Rothwell 2016, 91 ff.; Carelli et al. 2010; Ernst & Young LLP 2016).

i/ Modularität beim Bau von Reaktoren, aufbauend auf standardisierten und teilweise zentral gefertigten bzw. zusammengesetzten Komponenten. (Rothwell 2016, S. 92) spricht von „simliar to ‘plug-and-play‘ personal computer equipment“;

ii/ Modularität bei der (Massen-)Produktion von Komponenten unter industriellen Fabrikstandards. In diesem Zusammenhang spricht (Rothwell 2016, S. 92) von „ready-to-assemble furniture“.

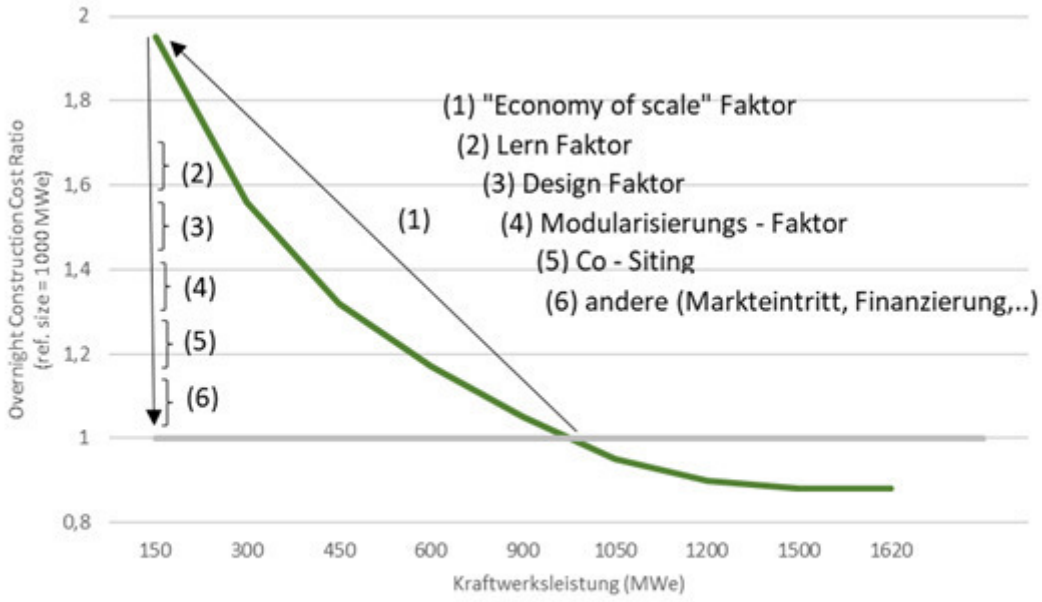
Somit bezeichnet der Term „Modul“ eine (vor-)gefertigte Komponente eines SMR, z. B. das Reaktormodul (i/). Dagegen bezieht sich die „modulare Bauweise“ (ii/) auf die Zusammensetzung von industriell (massen-)vorgefertigten Komponenten, in der Fabrik und/oder am Einsatzort.

Produktionskosten und SMRs: Größeneffekte vs. Lerneffekte

Bzgl. der Produktionskosten hat Modularität zwei Effekte: Aufgrund kleinerer Größen wird die Produktion pro kW Leistung teurer, diesem könnte theoretisch durch Massen-, Lern- und andere Effekte entgegengewirkt werden, vgl. Abbildung 4. (Boarin et al. 2021, 255ff.) fassen weitere Faktoren zusammen, die potenziell einen Kostenvorteil von SMRs begründen können. Dazu gehören reduzierte Kapitalkosten durch standortspezifische Faktoren (Modularisierung, Designfaktoren) sowie Kosteneffekte bei Mehrfachbauten an einem Standort („co-siting economies“,

z. B. zwei oder vier Reaktoren am selben Ort).[44] Aufgrund der Schwierigkeit, diese potenziellen Effekte voneinander zu unterscheiden, sowie fehlender empirischer Untersuchungen zu den vorliegenden SMR-Konzepten, werden in den folgenden Abschnitten die Skalen-, Lern- und Masseneffekte näher analysiert.

Abbildung 4 Produktionskosten von SMR und qualitative Trends.



Quelle: (Boarin et al. 2021, 253, Abbildung 6), eigene „Übersetzung“

Skaleneffekte „economies of scale“

Skaleneffekte beziehen sich auf die in vielen Produktionsbereichen beobachtete Regel, dass die spezifischen Baukosten, z. B. pro MW_e, mit steigender Größe der Anlage abnehmen. Sie ergeben sich durch Fixkostendegression, Volumeneffekte, eine bessere Ausnutzung von Kapazitäten, etc. Reaktoren mit geringer Leistung haben dabei gegenüber großen einen Kostennachteil, da durch die Fixkostenaufteilung auf geringere Größen die Durchschnittskosten höher liegen (Rothwell 2016, S. 92).[45]

Skaleneffekte bei den Baukosten können allgemein abgeschätzt werden durch (Ramana und Mian 2014, S. 119; Lloyd et al. 2020, S. 41)

$$C_{SMR} = C_{LR}\left(\frac{S_{SMR}}{S_{LR}}\right)^{b}$$

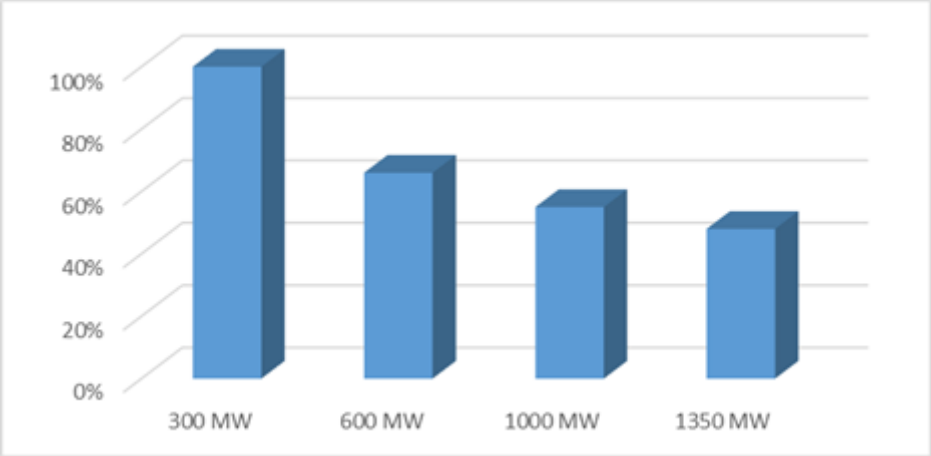
mit C_{SMR} für Kosten des SMR-Reaktors, C_{LR} für Kosten eines Referenz–Reaktors, S_{SMR} für die Leistung des SMR-Reaktors, bzw. S_{LR} für die Leistung des Referenz–Reaktors und b als Skalierungsfaktor, welcher die Größenunterschiede zwischen den höheren und niedrigeren

[44] Vgl. zum “co-siting reduction factor” (Boldon und Sabharwall 2014).
[45] Dabei wird die Produktionstechnologie für das Kernkraftwerk als gegeben angenommen.

Leistungen skalieren soll. Der Schätzung des Skalierungsfaktors b kommt eine entscheidende Bedeutung zu.[46]

Unterschiedliche Studien, die zu unterschiedlichen Zeitpunkten durchgeführt wurden, kommen zu Ergebnissen für b im Bereich 0,2–0,75 (NEA 2000, S. 32). (Ramana und Mian 2014, S. 119) rechnen mit einem Skalierungsfaktor 0,6.[47] Abbildung 5 zeigt eine Schätzung der OECD/NEA für Skaleneffekten bei Kernkraftwerken (anhand einer Diskussion der Situation in Frankreich) vereinfacht auf, auch hier ergibt sich ein Wert für die Skaleneffekte von etwa 0,5.[48] Auch (MIT 2018) arbeitet einen signifikanten Größennachteil von SMRs heraus.[49]

Abbildung 5: Größeneffekte beim Kernkraftwerksbau (Baukosten).



Quelle: (NEA 2000, 36, Figure 3)

Lern- bzw. Masseneffekte

Abbildung 5 folgend werden die Faktoren dargestellt, die potenziell zu einer Verringerung der Produktionskosten von SMR beitragen können. Dabei liegt der Schwerpunkt auf den Lern- bzw. Masseneffekten. Mit steigenden Produktionsmengen können die spezifischen Kosten pro produzierte Einheit, z. B. Kernkraftwerke mit geringer Leistung bzw. SMR, zurückgehen. Wenn dieser Effekt aus einer besseren Ausnutzung der Kapitalausrüstung besteht spricht man von „Masseneffekten“, sofern der Produktivitätsfortschritt auf dem Inputfaktor Arbeit beruht spricht man von „Lerneffekten“ („learning“). Lerneffekte an einem Reaktortyp (Modell) treten auf, wenn von der

[46] Mit steigendem (absoluten) Betrag des Skalierungsfaktors b steigt der Vorteil größerer Anlagen gegenüber kleinen Anlagen.
[47] In anderen Industrien wird mit b-Werten im Bereich von 0,35 bis 0,50 gerechnet. So legen ingenieurwissenschaftliche Analysen für andere industrielle Anwendungen im Maschinenbau einen Wert von 0,6 nahe (Tribe und Alpine 1986) Betrachtet man die Studie von (Woit 1978, S. 16), beschreibt dieser bereits einen Strukturunterschied zwischen den Zeiträumen von 1971-1975 und 1976–1977 der sich um ein b mit einem Wert von 0,2 unterscheidet. Dieser Wert wird 23 Jahre später, im Jahr 2000 von der OECD/NEA in ihrer Studie übernommen.
[48] Frankreich ist am besten für einen solchen Vergleich ausgewiesen, weil eine große Anzahl von rel. baugleichen Reaktoren entstand.
[49] „The problem is that even its optimally scaled reactors are too expensive on a per-unit-power basis. A focus on serving the market segments that need smaller reactor sizes will be of no use unless the smaller design first accomplishes the task” (MIT 2018, S. 77).

Produktion von „Einzelanfertigungen“ auf mehrere Anlagen vom selben Typ gesprungen wird, vom First-of-a-kind (FOAK) zu Nth-of-a-kind (NOAK).

Vereinfacht lassen sich die Durchschnittskosten in Abhängigkeit des „Massen- bzw. Lernfaktors“ *x* darstellen (Lloyd et al. 2020):

$$\frac{C_{SMR,n}}{C_{SMR,1}} = (1-x)^d \Leftrightarrow C_{SMRn} = C_{SMR,1} * (1-x)^d$$

mit:

$C_{SMR,1}$ = Baukosten (hier: Overnight Construction Costs, OCC), der ersten Anlage (hier: kleines Kernkraftwerk mit geringer Leistung / SMR) im Ausgangsstadium

$C_{SMR,n}$ = Baukosten der n-ten Anlage (hier: Kernkraftwerk mit geringer Leistung / SMR)

x = „Lern-rate“ oder auch Faktor der Kostenreduktion nach einer d-fachen Verdopplung des Outputs (z. B. 1 ➔ 2 ➔ 4 ➔ 8 entspricht d = 3, n=8).

Aus der Literatur sind Massen- bzw. Lerneffekte bei der Massenproduktion z. B. von Mikrochips und Solarmodulen bekannt, die sich im Bereich 10-20% befinden (VDMA 2020; Fraunhofer ISE 2020). Darüber hinaus stellt sich selbst bei historischen Reaktorbauten eine belastbare Quantifizierung der Lerneffekte als schwierig heraus, gibt es doch keine „Massenproduktion“ bestimmter Kernkraftwerkstypen. Ein Beispiel aus jüngerer Zeit ist der Bau einiger EPR bzw. AP1000 Kernkraftwerke, sowohl in China als auch in Europa bzw. den USA (Rothwell 2016, S. 99). Optimistische Schätzungen, bezogen auf US Projekte gehen von Lernraten der Konstruktionskosten von 3–10% bei einer Verdopplung des Outputs aus (Rothwell 2016, S. 99; University of Chicago 2004, 4-1)

(Berthélemy und Rangel 2015) haben Lerneffekte innerhalb von französischen Kernkraftwerkstypen (sogenannte „paliers“) untersucht und finden hier eine Lernrate von ca. 3,2% (Berthélemy und Rangel 2015, S. 126). (Mignacca und Locatelli 2020b) schätzen anhand aktueller Literatur zu anderen Sektoren die Lerneffekte in der Reaktorindustrie durch Standardisierung und Fabrikproduktion auf ca. 5-10%. (Lloyd et al. 2020) rechnen mit einer Lernrate von 3-5%.

Stilisierte Produktionskostenrechnung

Aufbauend auf der vorausgegangenen Analyse gibt es für die Produktionsökonomik von SMRs zwei gegenläufige Effekte:

i/ Größeneffekte sind à priori nachteilig für kleine Kernkraftwerke, lassen sich aber u. U. über

ii/ Massen- bzw. Lerneffekte korrigieren

Insgesamt gilt

$$C_{SMR,n} = C_{LR} * \left(\frac{S_{SMR}}{S_{LR,n}}\right)^b * (1-x)^d \Leftrightarrow C_{SMR,n} = C_{SMR,1} * (1-x)^d$$

mit den oben angegebenen Definitionen.

Anhand der Produktionskosten einer standardisierten Reihe von Westinghouse Druckwasserreaktoren lassen sich die stilisierten Produktionskosten des geplanten Westinghouse SMR mit 225 MW_e im Verhältnis zum großen AP1000 mit ca. 1.100 MW_e abschätzen. Hierfür können spezifische Baukosten von 8.000 USD/kW_e und somit Gesamtbaukosten von 6,6 Milliarden Euro sowie Skaleneffekte von 0,55 und eine Lernrate von 0,06 angesetzt werden. Dann ergäbe sich bei Verwendung dieser Erwartungswerte im Mittel eine benötigte Anzahl im Bereich von 3.000 Einheiten.[50] Dieser Wert liegt weit oberhalb des vom Westinghouse Vorstand Danny Roderick geäußerten Werts von 50 Anlagen, unterhalb dessen der Einstieg in die SMR-Produktion überhaupt nicht denkbar wäre.[51] Nimmt man allerdings darüber hinaus für das große Kernkraftwerk ebenfalls Lerneffekte an (z. B. 3%), so verschiebt sich der Break-Even Bereich zu noch erheblich höheren Mengen.

3.3.2.3 Kostenschätzungen und Bauzeiten für laufende SMR-Projekte

Auch für SMR liegen – wie in der Kernenergieindustrie allgemein gültig – die tatsächlichen Kosten einer Reaktorentwicklung weiter über den Kostenschätzungen zu Beginn der Planungen. Dies wird im Folgenden anhand der drei am weitesten fortgeschrittenen SMR-Konzepte dargestellt, vgl. Abbildung 6. So stiegen die Kosten für den chinesischen Versuchsreaktor CEFR von geplanten 1.210 USD/kW_e auf 19.357 USD/kW_e (OCC-Kosten) (CIP 2018). Das erste seegestützte SMR-Konzept, der KLT-40S, der 2020 in Betrieb ging (russisches Atom-Schiff „Akademik Lomonossov“), wurde ursprünglich auf 2.428 USD/kW_e geschätzt; die Kostenschätzungen belaufen sich heute im Bereich von 10.500–14.000 USD/kW_e, ca. doppelt so hoch wie handelsübliche Reaktoren. Selbiges Phänomen ist auch beim argentinischen CAREM zu beobachten, der seit 1984 entwickelt bzw. gebaut wird: Von ursprünglich geplanten 1.388 USD/kW_e stiegen die geschätzten Kosten (der Reaktor ist noch im Bau) bis 2020 auf 14.000 USD/kW_e (an anderer Stelle sogar 21.900 USD/kW_e).[52]

Auch andere SMR-Konzepte dürften erheblich teurer werden als in der ursprünglichen Planung vorgesehen. Dies ist bereits heute der Fall für den integralen Druckwasserreaktor NuScale: Ursprünglich auf 2.091 USD/kW_e geschätzt stiegen die erwarteten Kosten bis 2020 auf 6.600 USD/kW_e[53] und dies wahrscheinlich über ein Jahrzehnt vor einer möglichen kommerziellen Inbetriebnahme.

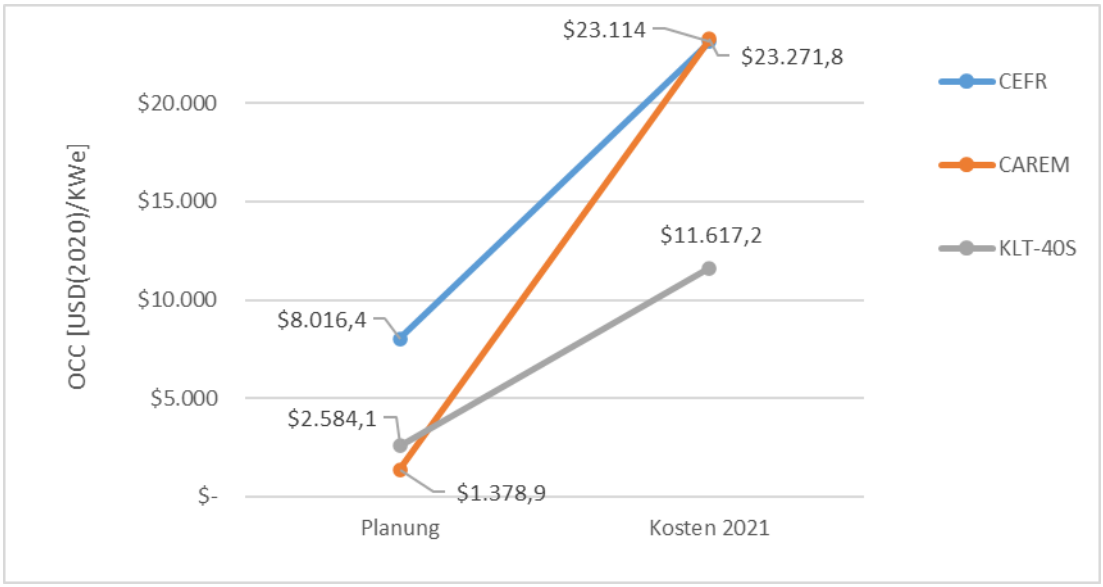
[50] Bei Verwendung der besten Variante (spez. Kosten 6.000 USD/kW, b = 0,6, x = 0,1) ergäbe sich ein Wert von 65, bei der ungünstigsten Variante (spez. Kosten 10.000 USD/kW, b = 0,5, x= 0,02) ein Wert von 666 Milliarden.

[51] ”So, how many orders would a manufacturer need to go to the financial markets to get funding to build a supply chain to build lots of SMRs? Westinghouse’s Danny Roderick said in 2014: “Unless you’re going to build 30 to 50 of them [SMRs], you’re not going to make your money back.” Anya Litvak, 1 Feb 2014, ‘Westinghouse Backs off Small Nuclear Plants’ www.post-gazette.com/business/2014/02/02/Westinghouse-backs-off-small-nuclear-plants/stories/201402020074. Westinghouse hat 2014 die Entwicklung des 225 MW_e-SMR eingestellt, ist aber bei SMRs noch bei den Mikroreaktoren (e-/de-Vinci) aktiv.

[52] https://reneweconomy.com.au/small-modular-reactor-rhetoric-hits-a-hurdle-62196/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

[53] https://www.powermag.com/nuscale-uamps-kick-off-idaho-smr-nuclear-plant-licensing/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

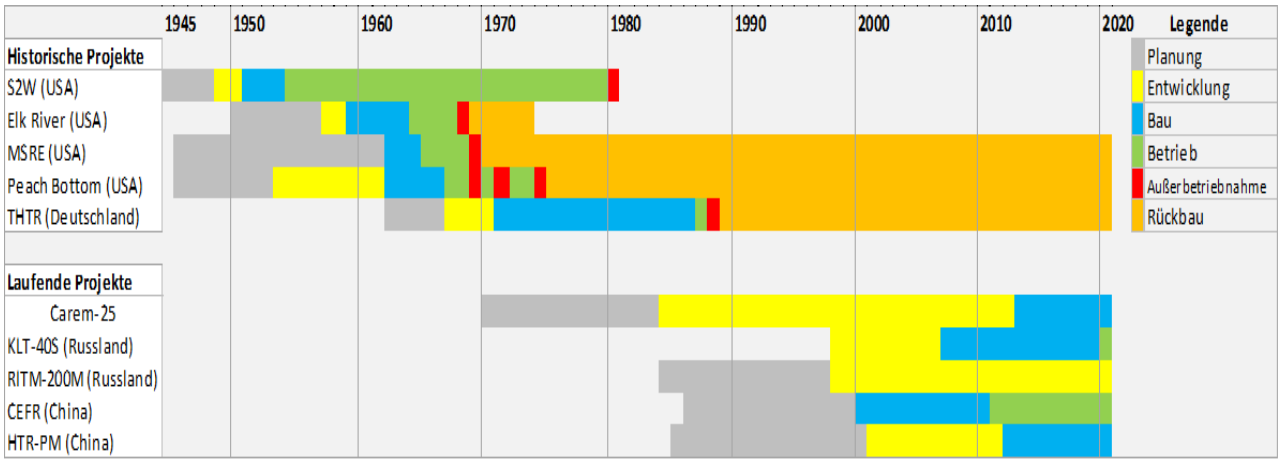
Abbildung 6: Kostensteigerungen beim Bau von SMRs



Quelle: Eigene Zusammenstellung

Eine weitere wesentliche Begründung für die Entwicklung von SMR-Konzepten, neben der Modularität, ist die Erwartung kürzerer Zeithorizonte, insb. geringerer Bauzeiten, u. U. auch unkomplizierter Rückbau. Die Betrachtung aktuell geplanter, im Bau bzw. in Betrieb befindlicher Anlagen bestätigt diese Vermutung nicht, im Gegenteil: Planungs-, Entwicklungs- und Bauzeiten übersteigen die ursprünglichen Zeithorizonte i. d. R. um ein Vielfaches. Die Erfahrung mit historischen SMR deuten darauf hin, dass die Betriebszeiten von nicht-Leichtwasserreaktoren kurz sind und der Rückbau sich als sehr langwierig erweist, vgl. Abbildung 7.

Abbildung 7: Zeitspannen bei historischen und aktuellen SMR-Konzepten



Quelle: Eigene Darstellung

3.4 Institutionelle Rahmenbedingungen und Organisationsmodelle für Produktion und Finanzierung

Dieses Unterkapitel analysiert die spezifischen institutionellen Rahmenbedingungen der Produktion sowie der Finanzierung von SMR. Angesichts der Besonderheiten auf der Nachfrage- und Angebotsseite stellen sich Fragen der institutionellen Ausgestaltung des Sektors in besonderem Maße: Bringt der SMR-Sektor eine neue Produktionsstruktur zu Tage? Und welche Optionen gibt es für die Finanzierung von SMR-Konzepten ohne privatwirtschaftliche Nachfrage?

Wenn SMR offensichtlich keine Produktionskostenvorteile erzielen können, besteht immer noch die Möglichkeit, dass die Modularität zu einer Reduktion von Transaktionskosten, d. h. der Koordinierungskosten entlang der Wertschöpfungskette, beiträgt. Dies wird im Folgendem anhand der Analyse empirisch beobachteter Organisationsmodelle für die Produktion von Kernkraftwerken, und insbesondere von SMR geprüft. Anschließend wird sich auf die nationalstaatliche Perspektive fokussiert, welche die institutionellen Rahmenbedingungen für private und staatliche Aktivtäten liefert, insb. die Bereitstellungsentscheidung zur Entwicklung von SMR-Konzepten sowie die Absicherung der Finanzierung. Für ausgewählte Länder mit guter Informationslage erfolgt dabei eine Beschreibung der Produktions- und Finanzierungsmodelle.

3.4.1 Institutionelle Optionen für den Bau von Kernkraftwerken und SMR

3.4.1.1 Produktionsmodelle für (große) Kernkraftwerke

Zwischen den verschiedenen Rollen, die für den Bau eines Kernkraftwerks erfüllt werden müssen, bestehen verschiedene Beziehungen. Es gibt Bestellbeziehungen, z. B. zwischen dem Konstrukteur und dem Reaktorlieferanten oder zwischen dem Reaktorlieferanten und einer Schmiedefirma. In der weiteren Analyse stehen insbesondere die Rollen „Produktion des Reaktordruckbehälters“ sowie „Produktion der Brennelemente“ im Mittelpunkt. Während in manchen Fällen beide Prozesse von einer Rolle (z. B. vom integrierten Reaktorlieferanten) erfüllt werden können, muss der Reaktorhersteller in manchen Fällen das Schmieden des Reaktordruckbehälters an ein spezialisiertes Schmiedeunternehmen untervergeben, da dieser Prozess sehr spezifische Investitionen in große Schmiedekapazitäten erfordert.

Ein weiterer wesentlicher Bestandteil des nuklearen Dampferzeugungssystems sind die Brennelemente. Brennelemente sind hochtechnisierte Produkte, die an die physikalischen Eigenschaften des Reaktors angepasst werden müssen. Aufgrund dieser hohen Spezifität produziert ein großer Teil der Reaktorhersteller auch Brennelemente oder Produktionslinien sind in deren Besitz (DIW 2020). Zumindest bei heutigen Leichtwasserreaktoren sind die anderen Teilsysteme, d. h. der klassische Kraftwerksbau, tendenziell wettbewerblich gestaltet und bedürfen in dem Kontext keiner spezifischen Analyse.

Natürlich beeinflussen unterschiedliche institutionelle Rahmenbedingungen die Rollen in der Bereitstellung eines Kernkraftwerks bzw. im Rahmen des Bauprojekts. (NEA 2008, S. 25–26) gibt einen Überblick über die drei wichtigsten Contracting-Ansätze für den Bau von Kernkraftwerken:

~ Beim „Turnkey“-Ansatz wird ein großer Vertrag zwischen dem Reaktorlieferanten (oder Konsortium) und dem Kunden über die Lieferung der gesamten „schlüsselfertigen“ Anlage

geschlossen.[54] Der Verkäufer kann Arbeiten, die er nicht selbst erbringen kann, an Subunternehmer vergeben.

~ Der Kunde kann sich auch für den „Split-Package“-Ansatz entscheiden, bei dem das Projekt in mehrere Hauptsysteme aufgeteilt wird, die jeweils an einen anderen Anbieter vergeben werden.[55]

~ Der „Multi-Contract“-Ansatz gibt dem Kunden die maximale Kontrolle über das Design und den Bau der Anlage. Andererseits hat er bei diesem Ansatz aber auch die meiste Verantwortung für das Gesamtprojekt. Da nur wenige große Nuklearunternehmen über die notwendigen Ressourcen verfügen, um diese Rolle auszufüllen (d. h. nukleares Fachwissen im eigenen Haus), wird in der Regel ein Architekt-Ingenieur als Gesamtprojektleiter beauftragt.[56]

3.4.1.2 Unterschiedliche Innovationsphasen….

Die Entwicklung von Reaktordesigns durchläuft vier unterschiedliche Phasen: „Forschung und Entwicklung”, „Engineering Demonstration“, „Leistungs-Demonstration“ sowie „kommerzielle Demonstration“. Der Großteil der SMR-Konzepte befindet sich noch in der Forschung und Entwicklung (MIT 2018, 86 ff.)

3.4.1.3 …legen nahe: Fokus auf wassergekühlte SMRs

Da die nicht-wassergekühlten SMR-Konzepte sich noch in der frühen Forschungs- und Entwicklungsphase befinden und somit noch keine Produktionsmodelle vorweisen können, konzentrieren wir uns im Folgenden auf die Leichtwasserreaktorkonzepte, die relativ weit entwickelt sind und theoretisch in 10-15 Jahren als Prototypreaktoren verfügbar sein könnten.

Bsp.: Schmiedeteile

Aufgrund der besonderen Bedeutung für die Sicherheit ist der Reaktordruckbehälter in der konventionellen Kernkraftwerkswirtschaft bereits eine kritische Komponente mit einer empfindlichen Schnittstelle zwischen Zulieferer und Kraftwerk.[57] Heutzutage wird die Produktion von Großkomponenten für große Kernkraftwerke in der Regel an spezialisierte Unternehmen weitervergeben und auf einmaliger Basis, zu höheren Kosten in wenigen Ländern wie Frankreich, Japan und China gebaut (Heinrich-Böll-Stiftung 2010).

[54] Dies umfasst alles von der Planung und Lizenzierung bis hin zu dem Moment, in dem der Verkäufer dem Kunden den „Schlüssel einer funktionierenden Anlage“ übergibt (z. B. Lieferung aller Ausrüstungen und Komponenten, alle Fertigungs-, Montage- und Bauarbeiten vor Ort und außerhalb der Anlage, Tests und Inbetriebnahme).

[55] Bei einem Split-Package-Ansatz ist es notwendig, die Verantwortung für die Auslegung und Genehmigung für das Gesamtkraftwerk zu vergeben. Ein wichtiger elementarer Prozess ist die Integration der verschiedenen Packages, um sicherzustellen, dass die Systeme des Kraftwerks korrekt zusammenarbeiten. Diese Rolle kann z. B. durch den Eigentümer der Anlage ausgefüllt werden.

[56] Der Architekt-Ingenieur ist z. B. für die Gesamtplanung, die Genehmigung, die Auswahl der Auftragnehmer für die einzelnen Systeme der Anlage, die Leitung der eigentlichen Bauarbeiten und schließlich für die Prüfung und Inbetriebnahme der Anlage verantwortlich (NEA 2008, S. 25–26).

[57] Le Creusot in Frankreich, das seit 2006 zum Areva-Konzern gehört, ist in den letzten Jahren in die Kritik geraten wegen Unregelmäßigkeiten in der Qualitätskontrolldokumentation und Fertigungsfehlern von Schmiedestücken, die für den EPR sowie weitere der in Betrieb befindlichen französischen Reaktoren hergestellt wurden, was 2016 zu mehreren vorübergehenden Abschaltungen führte. Siehe (Massemin 2017a; 2017b; 2017c).

Dieselben Schwierigkeiten zeichnen sich auch bei den wassergekühlten SMRs ab, insb. die Notwendigkeit des nicht modularisierbaren Imports aus dem Ausland. So kommt eine Studie im Auftrag des US-Energieministeriums zu dem Schluss, dass die für SMRs benötigten Schmiedeteile zwar kleiner sind als für die heutigen neuen Leichtwasserreaktoren, aber dennoch die Kapazitäten der existierenden US-Schmieden übersteigen können, z. B. im am weitesten fortgeschrittenen SMR-Konzept NuScale (Kinsey und Jessup 2018). Damit ginge ein Großteil der Gewinne der Modularität verloren. Die Alternative wäre die Änderung des Designs, welche erhebliche Verzögerungen bzw. Kostensteigerungen mit sich brächte.[58] Somit unterscheiden sich die Produktion der Reaktorruckbehälter der wassergekühlten SMRs, insb. bezüglich der Schmiedeteile, nicht grundlegend von Reaktoren mit größeren Leistungen.

Bsp.: (Spezifische) Brennstoffe

Wie oben erwähnt sind aufgrund der hohen Spezifität ein großer Teil der Reaktorhersteller auch in der Herstellung der Brennelemente aktiv.

Bei den wassergekühlten SMR könnten die Reaktorhersteller die Brennstoffe über den Markt beziehen, da die traditionellen Brennelementehersteller im Gegensatz zu den „neuen“ SMR-Anbietern über die speziellen Ressourcen verfügen, die Brennelemente herzustellen. So ist beispielweise für das Unternehmen NuScale der Bezug von Brennstoff für ihr Unternehmen keine „herausfordernde“ Beschaffung, da die Brennelemente in Urangehalt, Geometrie und Spezifitäten den Standard Leichtwasserreaktor-Brennelementen ähneln (Kinsey und Jessup 2018, S. 4–11). NuScale, ebenso wie Holtec, will die Brennelemente von Framatome beziehen, vergleiche Anhang 6.2.

Bei den nicht-wassergekühlten SMR-Konzepten, die bspw. Salzschmelzen oder HALEU-TRISO Brennstoffe einsetzen wollen, stellt die Produktion die Reaktorhersteller vor größere Herausforderungen, da diese Brennstoffe erst noch erforscht und entwickelt bzw. ausreichende Produktionskapazitäten bereitgestellt werden müssen (Kinsey und Jessup 2018, 4-13, 4-17). Diese hohe Spezifität und Unsicherheit führt dazu, dass die Reaktorhersteller mit Großforschungseinrichtungen kooperieren (und gefördert werden) oder sich für die Produktion in Joint Ventures mit Kapitalbeteiligungen für die Produktion organisieren.

Bsp.: Transportbedingungen

Der modulare Ansatz kann zu einer Vereinfachung des Produktionsprozesses beitragen. Ein Reaktormodul, bestehend aus Primär- und Sekundärkreis, gegebenenfalls Zwischenkühlkreis sowie Hilfssystemen, kann als Ganzes oder in nur wenigen Teilen an einen Standort gebracht und dort aufgebaut werden (GRS 2015, S. 1). In der Theorie können dann mehrere Module zu einem größeren Kraftwerk zusammengeschlossen werden. Jedoch kann es auch zu erheblichen Herausforderungen bzgl. Logistik und Sicherheit kommen, sowohl bezüglich frischen Brennstoffes als auch bereits abgebrannten Brennstoffes. Dies ist insb. bei Mikroreaktoren und anderen SMR

[58] „Während die für SMRs geplanten Schmiedeteile kleiner sind als für heutige Leichtwasserrekatoren wie den EPR, gibt es immer noch einige Schmiedeteile in der NuScale-Konstruktion, die die Kapazität der US-Schmieden übersteigen. Diskussionen zwischen NuScale und den Schmieden haben ergeben, dass Konstruktionsänderungen es den US-Schmieden ermöglichen würden, alle Schmiedeteile zu produzieren. Solche Änderungen hätten jedoch funktionale Auswirkungen auf das Design; NuScale müsste einen ausländischen Lieferanten wählen, um das bestehende Design zu erhalten.“ (Kinsey und Jessup 2018, S. 2–4), eigene Übersetzung.

einschlägig, bei denen mit Brennstoff beladene Reaktoren zum Standort/Einsatzort transportiert werden sollen. Bei den Reaktorkonzepten, bei denen dann im laufenden Betrieb der gesamte Druckbehälter samt Brennstoff ausgewechselt werden soll, spielt der Transportprozess eine wesentliche Rolle. Auch aus Produktionssicht erfordert dies einen erheblichen Koordinationsbedarf.

3.4.2 Institutionelle Rahmenbedingungen der Finanzierung und ausgewählte Beispiele

3.4.2.1 Bereitstellung und Finanzierung

Im Gegensatz zu anderen Gütern (z. B. Automobil, Computer) oder Dienstleistungen (z. B. Hotelübernachtungen) gibt es für Kernkraft keine explizite, marktliche Nachfrage. Dennoch wurden und werden in vielen Staaten Kernkraftwerke entwickelt und angewendet, sodass es eine positive Bereitstellungsentscheidung staatlicherseits geben muss.[59]

Staatliche Stellen sind daher für die Entscheidung zur Bereitstellung von Kernkraftnutzung unerlässlich. Darüber hinaus sind Industriebetriebe, Finanzorganisationen, (öffentliche und private) Forschungseinrichtungen, Energieversorgungsunternehmen und weitere Akteure an diesen Entscheidungen beteiligt. Insbesondere die Rollen des Finanziers und des Staates spielen beim Bau von Kernkraftwerken eine wichtige Rolle. Daher stehen in der folgenden Analyse Aspekte der Finanzierung im Vordergrund, insbesondere die Mittelherkunft sowie die Rückgewinnung der Mittel (Refinanzierung). Der Staat kann nicht nur der Finanzier sein, sondern den Bau auch durch verschiedene Formen fördern (Versicherung, Abnahmegarantien, etc.). Auf der anderen Seite nimmt er aber auch die Rolle des Regulierers ein und stellt Lizenzen zum Design, Bau und Betrieb des Kraftwerks aus. Außerdem hat der Regulierer in der Regel die Aufgabe, den Verbraucher vor zu hohen Preisen zu schützen. In der Regel gehört das Kraftwerk dem Anlagenbetreiber, der neben dem Betrieb auch für die Refinanzierung verantwortlich ist. Eine weitere wesentliche Rolle nimmt auch der Kunde ein, der den produzierten Strom konsumiert und bezahlt.

Bezüglich der Bereitstellungsentscheidung für Kernkraftwerke herrscht Konsens bzgl. einer zentral geplanten, staatlichen Entscheidung, da dezentrale, private Akteure kein ökonomisches Interesse an einer solchen Anlage besitzen (Davis 2012; Joskow und Parsons 2012; University of Leuven 2013; DIW 2019). So wurden für fast alle gebauten Kernkraftwerke ein Großteil der Finanzierung von Regierungen oder mit staatlicher Unterstützung bzw. staatlichen Garantien in irgendeiner Form bereitgestellt (NEA 2008, S. 1). Neben der staatlichen Bereitstellung wurden fast alle heute betriebenen Kernkraftwerke in regulierten Energiemärkten gebaut. Dies garantierte ausreichend hohe Strompreise, die Kostenüberschreitungen und Projektverzögerungen deckten und gewährte zeitgleich profitable Renditen (NEA 2008, S. 1). Auch heutige Neubauten finden vor allem in regulierten Energiemärkten mit langfristigen Abnahmeverträgen und hoher Preisstabilität statt wie bspw. China, Russland, Indien oder auch die Vereinigten Arabischen Emirate (Energy Strategy Review 2017, S. 134).

In der Regel erfolgt die Finanzierung von Projekten durch Eigen- und Fremdkapital bzw. eine Mischung von beidem. Beim Bau von Kernkraftwerken ist Eigenkapital notwendig, da es die Glaubwürdigkeit des Projekts aus Sicht der Investoren erhöht, insbesondere wenn es sich um ein „First-of-a-Kind“ (FOAK) Kraftwerk handelt oder die Sponsoren eine niedrige Bonität aufweisen

[59] Bereitstellungsaufgaben umfassen Entscheidungen über das Angebot, insbesondere über die (Angebots-)Menge und -Qualität, die Durchführung von für das Angebot des Gutes erforderlichen Investitionen, sprich der Finanzierung sowie über den Preis des Gutes (Beckers et al. 2013, S. 5) , manchmal auch vereinfachend die „4W-Fragen“ genannt. („wer?-wo?-wie?-wann?“).

(IAEA 2008, S. 1). Fremdkapitalgeber überlassen dem Unternehmen für eine festgelegte Frist Kapital, wofür diese im Gegenzug einen, vom Unternehmenserfolg unabhängigen, Zins- und Tilgungsanspruch erhalten. Mögliche Fremdkapitalgeber des Projekts bevorzugen jedoch einen hohen Eigenkapitalanteil. Dies reduziert ihr eigenes Risiko und gilt als Maß für die Glaubwürdigkeit und das Vertrauen des Projektsponsors (IAEA 2008, S. 1).

Ein wichtiger Aspekt bei der Bereitstellung von Infrastrukturprojekten sind die damit einhergehenden Risiken. Insbesondere die Bereitstellung von (großen) Kernkraftwerken ist mit derart hohen Risiken verbunden, dass der Staat, wenn er nicht direkt den Bau finanziert bzw. übernimmt, er zumindest versucht die Risiken zu minimieren (IAEA 2008, S. 5).[60] Der Bau von Kernkraftwerken ist insbesondere durch sehr hohe Gesamtbaukosten und lange Bauzeiten gekennzeichnet. Charakteristisch für die Atomindustrie ist aber auch, dass sowohl die Kosten also auch die Bauzeiten systematisch unterschätzt werden. Neun Länder haben in dem letzten Jahrzehnt 63 Reaktoren fertiggestellt (davon allein 37 in China) mit einer durchschnittlichen Bauzeit von 10 Jahren (Mycle Schneider Consulting 2020, S. 51). Die EPR-Bauprojekte in Frankreich und Finnland sollen 2021/22 ans Netz gehen, 15/16 Jahre nach Baubeginn und 10 Jahre später als ursprünglich geplant. Ähnlich verhält es sich mit den Kostenschätzungen. Die wenigen derzeitigen Investitionen in Kernkraftwerke in Europa erfahren erhebliche Kostensteigerungen, in den USA wurden zwei von vier zuletzt gestarteten Neubauvorhaben aufgrund massiv gestiegener Kosten wieder abgebrochen.[61] Dies erschwert es, potenzielle Investoren zu finden. Hier sollen SMR mit kürzerer Bauzeit Erleichterung schaffen. Die Risikoallokation spielt somit eine übergeordnete Rolle bei der Finanzierung von Kernkraftwerken.

Für die Finanzierung von Kernkraftwerken lässt sich grundsätzlich zwischen staatlicher und privater Finanzierung unterscheiden. Für große Kernkraftwerke unterscheidet die IAEA drei grundsätzliche Arten, wie die Finanzierung eines (großen) Kernkraftwerksprojekts strukturiert werden kann: staatliche Finanzierung, Unternehmensfinanzierung und Finanzierungen mit beschränktem Rückgriff (einschließlich Projektfinanzierungen). Die Hauptunterschiede zwischen ihnen sind die Eigentumsverhältnisse, die wiederum den Grad des Schutzes der Interessen von Investoren und Gläubigern festlegen sowie die Art und Weise der Risikoallokation (IAEA 2008, S. 3). Bis dato wurde jedoch noch kein Kernkraftwerk aufgrund der zahlreichen Risiken (u. a. finanziell, technologisch, regulatorisch) mittels Projektfinanzierung finanziert und zumindest für große Kraftwerke wird dies auch nicht in naher Zukunft passieren (NEA 2009, S. 11). Vor allem im Bereich der Forschung und Entwicklung spielt die staatliche Förderung eine wesentliche Rolle. Die Entwicklung von Reaktoren kann sich über mehrere Jahrzehnte strecken und benötigt viel Kapital, zu einer Zeit wo keine Erlöse generiert werden. Seit den 1990er Jahren fördert das US-Energieministerium die Entwicklung von Small Modular Reactors (Mycle Schneider 2015, S. 60–70). Die für die Entwicklung eines SMR-Konzepts bis zur Antragsreife benötigten Entwicklungskosten wurden 2011 auf ca. 1 Milliarde USD geschätzt (Energy Policy Institute at Chicago 2011). Im Jahr 2012 hat das US-Energieministerium (U.S. DoE) das SMR Licensing Technical Support (LTS) Programm gestartet. Hierbei handelt es sich um eine staatliche Fördermöglichkeit mit dem Ziel, die Entwicklung und anschließende

[60] In Bezug auf die Finanzierung sind insbesondere folgende Risiken zu erwähnen: Design Risiken (insb. Bei FOAK Reaktoren), Bau- und Lieferkettenrisiken, regulatorische und Lizensierungsrisiken, Strommarktrisiken und Finanzierungsrisiken. Siehe (NEA 2009, S. 21–38) für eine detaillierte Auflistung der Risiken.

[61] So stiegen bspw. die Kosten des AKW Olkiluoto-3 in Finnland von ursprünglich geschätzten 3 Milliarden Euro (1995) auf über 11 Milliarden Euro. In den USA wurde das Summers Kraftwerk nach Verdopplung der Kosten aufgegeben. Beim Vogtle Bauprojekt (2 AP1000 Reaktoren) in Georgia stiegen die Kosten von ursprünglich 14 Milliarden US-Dollar entsprechend etwa 6.200 US-Dollar pro kW, im Jahr 2013 auf geschätzte 29 Milliarden US-Dollar im Jahr 2017 (DIW 2019).

Genehmigung von SMRs in den USA voranzutreiben. Das LTS-Programm wird auf einer hälftigen Kostenbeteiligungsbasis von U.S. DoE und Industrieteilnehmern, bis zu einer maximalen Budgetautorität von 452 Millionen USD über fünf Jahre, finanziert (Hoover Institution Press 2015, S. 9–10).

Im Rahmen der Unternehmensfinanzierung werden die benötigten Finanzmittel für das Projekt durch das Finanzmanagement des Unternehmens zur Verfügung gestellt. Dabei kann das Finanzmanagement sowohl auf Cashflows aus anderen Projekten als auch auf den Kapitalmarkt zurückgreifen. Im Rahmen der klassischen Unternehmensfinanzierung erfolgt die Bereitstellung der Mittel aus Eigenkapital, das vom Unternehmen bereitgestellt wird, sowie aus Fremdkapital über den Kapitalmarkt oder von Banken. Beim Bau von großen Kernkraftwerken spielt die Unternehmensfinanzierung nur eine sehr geringe Rolle. Die Baukosten, die sich im zweistelligen Milliardenbereich befinden, überschreiten in vielen Fällen den Börsenwert (Marktkapitalisierung) von heutigen EVU und ein Scheitern des Projekts könnte das ganze Unternehmen gefährden (NEA 2009, S. 43). Ein aktuelles Beispiel für Unternehmensfinanzierung von großen KKWs ist der französische Energieversorger Électricité de France (EdF) und der Bau von Flamanville-3. Das Scheitern des Projekts bedroht, aktuell das Unternehmen EdF, was kurz vor der Pleite steht. Obwohl es sich hier um Unternehmensfinanzierung handelt, so handelt es sich bei EdF um ein staatlich dominiertes Unternehmen (aktuell zu 83,68% dem französischen Staat gehörig).[62]

Obwohl die spezifischen Kosten von SMRs höher sind, sollen die gesamten Baukosten nur rund ein Drittel oder weniger der Kosten eines Kraftwerks von Gigawattleistung ausmachen, was die Finanzierung erleichtern und es so auch kleineren EVU ermöglichen soll, SMR über Unternehmensfinanzierung zu finanzieren (Hoover Institution Press 2015, S. 7). Ein weiterer Aspekt von SMR, der die Finanzierung erleichtern soll ist das sog. „one-by-one“ Bauprinzip. Eine inkrementelle Kapazitätserweiterung soll die Refinanzierung erleichtern, da das erste SMR mit der Stromproduktion und somit mit der Generierung von Einnahmen beginnen könnte, während die anderen SMRs noch im Bau sind (Mignacca und Locatelli 2020b; Boarin und Ricotti 2014).

3.4.3 Ausgewählte Organisationsmodelle und Industriestruktur

3.4.3.1 Vereinigte Staaten von Amerika

NuScale: Bereitstellung, staatlich mit teilweise privater Beteiligung

Im Jahre 2000 startete das Idaho National Environment & Engineering Laboratory (INEEL), Teil des Idaho National Laboratory, einer Forschungseinrichtung des US-Energieministeriums, ein Projekt zur Entwicklung eines kleinen Kernkraftwerks, das in mehreren Anwendungen eingesetzt werden könnte ("Multi-Application Small Light Water Reactor", 35 MW_e). Das INEEL leitete das Projekt mit Unterstützung der Oregon State University (OSU) und der Beratungsfirma Nexant. Finanziert wurde das Projekt von der Nuclear Energy Research Initiative des US-Energieministeriums (Oregon Physicians for Social Responsibility 2020, S. 6).[63]

[62] https://www.edf.fr/en/the-edf-group/dedicated-sections/investors-shareholders/the-edf-share/capital-structure#graphic-version-edf-group-s-share-capital-at-30-september-2020, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

[63] Als das U.S. DoE-Forschungsprojekt 2003 abgeschlossen wurde, verfolgten die OSU-Wissenschaftler weiterhin das Design eines kleinen Kernkraftwerks mit natürlicher Zirkulation. 2007 gewährte OSU NuScale Power im Rahmen einer Technologietransfer-Vereinbarung die exklusiven Rechte an dem Kernkraftwerksdesign sowie an der weiteren Nutzung der Testanlage.

Das Unternehmen NuScale Power LLC wurde 2007 aus dem Forschungsprojekt an der Oregon State University, ausgegründet. Bis zu dem Zeitpunkt wurde das Projekt aus staatlichen Mitteln von der Nuclear Energy Research Initiative des US-Energieministeriums finanziert. Danach erfolgte die Finanzierung teilweise mit privaten Mitteln (Industrie, unter anderem auch mit Risikokapital). Seit 2011 ist Fluor der Mehrheitsanteilseigner von NuScale.[64] Als sog. Limited Liability Company (LLC) ist NuScale ein Unternehmen mit beschränkter Haftung. Das heißt die beteiligten Investoren (siehe nächster Abschnitt) verlieren nicht mehr als das eingebrachte Kapital. Fluor ist ein weltweit agierender Großkonzern, der vor allem im Anlagenbau tätig ist, u. a. auch im Kernkraftwerksbau.[65] Das Unternehmen ist jedoch bereits seit einigen Jahren finanziell angeschlagen. So raten Finanzanalysten dem Unternehmen sich von leistungsschwachen Investitionen zu trennen, u. a. NuScale.[66]

Für die Entwicklungsphase des Designs greift NuScale aber auch auf öffentliche Mittel zurück. So erhielt das NuScale Design 2013 im Rahmen der zweiten Ausschreibungsrunde des Hauptförderprogramms für SMRs des US-Energieministeriums („SMR Licensing Technical Support (LTS) Programm“[67]) einen Förderzuschlag in Höhe von 314 Millionen USD. Fluor und die Investoren von NuScale steuerten weitere 643 Millionen USD bei (Hopkins 2020, S. 3). 2018 erhielt NuScale einen weiteren Förderzuschlag in Höhe von 40 Millionen USD vom US-Energieministerium im Rahmen der Initiative der US-Industrie für die Entwicklung fortschrittlicher Nukleartechnologie.[68]

NuScale hat eine Vereinbarung mit der Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS), einem projektbasierten Konsortium von mehreren kleinen öffentlichen Stadtwerken in Utah, Kalifornien, Idaho, Nevada, New Mexico und Wyoming, zur Errichtung eines Kraftwerks mit 12 Reaktoren (Gesamtleistung: 924 MW_e[69]) geschlossen. In den USA können sich öffentliche EVUs in einer sog. „joint action agency“ mit anderen öffentlichen EVU zusammenschließen und Projekte gemeinsam zu besitzen und zu finanzieren. In diesem Finanzierungsmodell kann dann jedes Projekt für die Kreditaufnahme als eigenständiges Versorgungsunternehmen agieren.[70]

In dem Kontext gründete UAMPS 2015 das Carbon Free Power Project mit dem Ziel die Kommerzialisierung von SMRs voranzutreiben. Das Projekt ist ein eigenständiges Unternehmen mit beschränkter Haftung (LLC) und gehört vollständig UAMPS. Die Kooperation NuScale/UAMPS erhielt 2016 eine staatliche Förderung in Höhe von 16,6 Millionen USD für die Vorbereitung eines

[64] Im Jahre 2011 stieg der international tätige Großkonzern Fluor mit einer Investition von 27 Millionen USD bei Nuscale ein (Emily Meredith in Ramana 2020, 9). Wie viele Anteile Fluor an dem Unternehmen aktuell hält ist jedoch unklar.
[65] https://www.fluor.com/client-markets/government/nuclear-civil/new-build, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[66] https://www.enr.com/articles/46979-fluor-continues-management-shakeout, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[67] Hierbei handelt es sich um eine staatliche Fördermöglichkeit mit dem Ziel, die Entwicklung und anschließende Genehmigung eines FOAK SMRs in den USA voranzutreiben. Das LTS-Programm wurde auf einer hälftigen Kostenbeteiligungsbasis von U.S. DoE und Industrieteilnehmern finanziert. Die maximale Budgetautorität betrug 452 Millionen US-Dollar über fünf Jahre. Die für die Entwicklung eines SMR-Konzepts bis zur Antragsreife benötigten Entwicklungskosten schätzt (Energy Policy Institute at Chicago 2011) mit ca. 1 Mrd. USD ab. Dies scheint wohl die Grundlage für die 50%-50% Förderung zu sein.
[68] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-federal-support-for-advanced-nuclear-technology, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[69] Ursprünglich war das Projekt auf 720 MW_e ausgelegt (12 Module mit 60 MW_e Leistung), NuScale hat mittlerweile verkündet, dass pro Modul 25% mehr Leistung generiert werden können (77 MW_e). https://www.nucnet.org/news/company-announces-smr-can-deliver-an-additional-25-power-11-2-2020, zuletzt geprüft am 29.01.2021. Damit hätte sich die Größe eines Reaktormoduls gegenüber der ursprünglichen Untersuchung eines Reaktors mit 35 MW_e mehr als verdoppelt.
[70] Siehe (Kirshenberg u. a. 2017, 18–22) für mehr Details.

kombinierten Lizenzantrags (COLA).[71] Ebenfalls 2016 erteilte die U.S. NRC der UAMPS eine Standortnutzungsgenehmigung, die es der UAMPS erlaubt, ein NuScale-Kraftwerk auf dem Gelände der staatlichen Forschungseinrichtung Idaho National Laboratory, der Forschungseinrichtung, die in 2000 die Entwicklung des Reaktordesigns gestartet hat, zu lizenzieren und zu bauen.

UAMPS verfolgt das Ziel, bis Ende 2025 mit dem Bau des ersten Moduls von insgesamt 12 zu starten. Aufgrund einiger Verzögerungen soll 2026 jetzt voraussichtlich der erste Prototyp auf dem Gelände des Idaho National Laboratory gebaut werden.[72,73] Aktuell geht UAMPS davon aus, dass das erste Modul 2029 in Betrieb geht, die 11 weiteren dann 2030[74], 13 Jahre später als ursprünglich geplant.[75]

Die Kosten für das gesamte Projekt wurden ursprünglich auf 4,2 Milliarden USD geschätzt. Die aktuelle Schätzung liegt bei 6,1 Milliarden USD mit projizierten Ziel-Stromgestehungskosten von 55 USD/MWh. 4,76 Milliarden USD müssten von UAMPS aufgebracht werden, während die restlichen 1,35 Milliarden USD vom US-Energieministerium kommen.[76] Trotz dessen ist NuScale Power weiterhin verantwortlich für die Kostenschätzungen für das Projekt. UAMPS hat, um das Investmentrisiko zu senken, eine Vereinbarung mit NuScale für Kostenerstattung abgeschlossen. So bekommt UAMPS Kosten erstattet, wenn die aktualisierten Kostenschätzungen ein Zielniveau überschreiten oder wenn das Projekt wegen bestimmter vereinbarter Gründe beendet wird.[77]

Zusammengefasst erfolgt einerseits die Finanzierung des NuScale Reaktordesigns sowohl durch diverse staatliche Mittel als auch durch private Mittel durch die Investoren von NuScale. Andererseits erfolgt die Bereitstellung eines Kernkraftwerks im Rahmen des UAMPS Projekts rein staatlich. Es handelt sich hier um einen Zusammenschluss von kleinen öffentlichen Stadtwerken, die rund 80% des Projekts anhand von langfristigen Stromabnahmeverträgen refinanzieren wollen, während die restlichen 20% vom US-Energieministerium kommen. Außerdem erfolgt der Bau auf dem Standort einer staatlichen Forschungseinrichtung. Bislang haben die am Projekt beteiligten UAMPS-Mitglieder nur einen relativ kleinen Teil der Leistung in Form von Stromabnahmeverträgen abgenommen und trotz der Zusage der Förderung des US-Energieministeriums sind bereits acht der 36 ursprünglich beteiligten öffentlichen Unternehmen aus dem Carbon Free Power Projekt ausgestiegen.[78]

NuScale: Produktion, Beteiligungen und Marktbezug

NuScale nimmt sämtliche Leistungen von anderen Firmen in Anspruch. Diese Leistungen werden teilweise über den Markt bezogen, zeitgleich gründet NuScale strategische Partnerschaften mit

[71] https://www.nuscalepower.com/projects/carbon-free-power-project, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[72] https://www.modernpowersystems.com/features/featurenuscale-joins-bw-on-the-smr-bench-4264827/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[73] https://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/nuscale-behoerde-bestaetigt-passive-sicherheitsmerkmale, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[74] https://www.powermag.com/commercial-nuscale-smr-in-sight-as-uamps-secures-1-4b-for-plant/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[75] NuScale hatte 2008 angekündigt, das erste Modul 2015/2016 in Betrieb zu nehmen (Lorenzini und Reyes nach Oregon Physicians for Social Responsibility 2020, S. 7).
[76] https://www.powermag.com/nuscale-uamps-kick-off-idaho-smr-nuclear-plant-licensing/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[77] https://utahpolicy.com/newsletter/uamps-newsletter.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[78] https://www.sciencemag.org/news/2020/11/several-us-utilities-back-out-deal-build-novel-nuclear-power-plant, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

anderen Unternehmen, die sich auch an NuScale beteiligen.[79] Dieses Vorhaben birgt koordinationstechnisch für NuScale und deren Akteuren eine große Herausforderung und hohe Transaktionskosten.

Im April 2012 übernahm die ARES Corporation[80] eine Kapitalbeteiligung an NuScale und unterzeichnete eine strategische Partnerschaftsvereinbarung zur Unterstützung bei der Konstruktion, Entwicklung und Lizenzierung der SMR-Technologie. Im März 2014 kündigten NuScale und Enercon Services[81] eine neue strategische Partnerschaft mit Kapitalbeteiligung an. Das Unternehmen ist bei NuScale im Bereich Genehmigungen zur Unterstützung der Entwicklung und Einreichung der „NuScale Design Certification Application“ tätig. 2015 beteiligte sich Ultra Electronics an NuScale und ist im Rahmen der strategischen Partnerschaft für die Herstellung der Kontrollsysteme verantwortlich. Die strategische Partnerschaft bzw. Beteiligung in der Höhe von 44 Millionen USD[82] der südkoreanischen Doosan Heavy Industries & Construction (DHIC) ist von besonderer Bedeutung, da die USA nicht die über die benötigten Schmiedekapazitäten verfügen um u. a. den Reaktordruckbehälter herzustellen, siehe Kapitel 3.4.1.3.

Im Rahmen des UAMPS Bauprojekts ist Fluor der Auftragnehmer und verantwortlich für die Gesamtkonstruktion[83] und NuScale Unterauftragnehmer und verantwortlich für die Entwicklung des Reaktordesigns. Hier bezieht NuScale auch Leistungen über den Markt. So wurde mit BWX Technologies ein Vertrag für Ingenieurdienstleistungen und die Herstellung des ersten Reaktormoduls verhandelt. Der Entscheidungsprozess dauerte 18 Monate und produzierte hohe Transaktionskosten. Framatome wird die Brennelemente und Steuerstäbe liefern.[84] Sargent & Lundy wird das nukleare Dampferzeugungssystem entwerfen während Fluor das Turbinenhaus sowie das „balance-of-plant“ entwirft.[85] Abbildung 8 gibt einen Überblick über die Kooperationen und Beteiligungen an NuScale.

[79] https://www.nuscalepower.com/about-us/investors, zuletzt geprüft 29.01.2021.
[80] ARES wurde 1992 als technischer High-End-Dienstleister für die US-Regierung, deren Hauptauftragnehmer und Hersteller innerhalb des U.S. DoE, U.S. DoD und der NASA sowie für kommerzielle Kernkraftwerke und Hersteller von Nuklearanlagen gegründet. Seit 2009 arbeiten NuScale und ARES zusammen.
[81] ENERCON wurde 1983 gegründet und ist ein Ingenieur-, Umwelt- und technisches Dienstleistungsunternehmen für die Energiebranche mit Schwerpunkt auf der Kernkraft. ENERCON bietet derzeit technischen Support für etwa 90 der 98 in den USA betriebenen Kernkraftwerke. ENERCON ist auch führend in der Unterstützung bei der Errichtung neuer Kernkraftwerke, einschließlich der Erstellung komplexer Genehmigungsdokumente.
[82] http://www.businesskorea.co.kr/news/articleView.html?idxno=51096, zuletzt geprüft 29.01.2021.
[83] Fluor erwarb zeitgleich von NuScale die exklusiven Rechte für die Detail-Planung, des Beschaffungswesen und die Ausführung der Bau- und Montagearbeiten (EPC). https://newsroom.fluor.com/news-releases/news-details/2020/Fluors-NuScale-Power-Achieves-U.S.-Nuclear-Regulatory-Commission-Design-Certification/default.aspx, zuletzt geprüft am 29.01.2021
[84] https://www.framatome.com/EN/businessnews-722/areva-inc-nuscale-power-unveil-nufuelhtp2-name-for-small-modular-reactor-fuel-design.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[85] https://blog.executivebiz.com/2020/11/sargent-and-lundy-to-help-fluor-design-nuscale-modular-nuclear-reactor/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

mPower (BWXT): Produktion, Equity Joint Venture

2011 gründeten BWXT, zu dem Zeitpunkt Teil des Babcock & Wilcox Konzerns, und Bechtel ein Joint Venture namens Generation mPower LLC. Mehrheitsführer der neuen Organisation war BWXT mit 90% des Eigenkapitals. Als Teil des ehemaligen B&W Konzerns brachte das Unternehmen langjährige Erfahrung im Kernkraftwerksbau mit und war somit auch verantwortlich für die Konstruktion des nuklearen Dampferzeugungssystems. Bechtel besaß die restlichen 10% und war verantwortlich für die Konstruktion der strukturellen Teile des Containment-Gebäudes, aller Gebäude und internen Systeme des Dampfsystems sowie der Unterstützungssysteme am Standort. Bechtel stellte auch sein Fachwissen im Projektmanagement zur Verfügung, einschließlich der Besetzung der oft mächtigsten Position in jeder Partnerschaft, nämlich der des Rechnungsprüfers.[86] BWXT plante, die Schmiedeteile in den USA herstellen zu lassen, so sollte das Unternehmen Lehigh Heavy Forge diese Aufgabe übernehmen.[87]

mPower (BWXT): Bereitstellung, Unternehmensfinanzierung mit staatlicher Beteiligung

Der mPower von Generation mPower LLC war das erste, vom US-amerikanischen Energieministerium geförderte SMR-Design. Das Unternehmen hatte sich im Konsortium mit dem Staatsunternehmen Tennessee Valley Authority (TVA), dass das geplante Kraftwerk später betreiben wollte, im Rahmen des ersten SMR Licensing Technical Support (LTS) Programms beworben. 2012 erhielt das Konsortium den Zuschlag. Bis Ende 2014 hatte das U.S. DoE 111 Millionen USD gezahlt, bevor es ankündigte, dass die Mittel aufgrund der Einstellung des Projekts durch Babcock & Wilcox (B&W) gestrichen wurden.[88] Trotz der staatlichen Förderungen und einer Absichtserklärung der TVA für den Bau von bis zu sechs Reaktoren[89] wurde das mPower Projekt eingestellt. 2014 beschloss B&W seine Ausgaben für mPower-Reaktoren von etwa 80 Millionen USD/Jahr auf weniger als 15 Millionen USD/Jahr zu kürzen. Das Projekt wird jetzt von BWX Technologies durchgeführt. Das Unternehmen hatte bis Februar 2016 mehr als 375 Millionen USD für das mPower-Programm ausgegeben. Mindestens ein Jahr lang hatte B&W versucht andere Unternehmen und Kunden zu finden, die bereit waren, in mPower zu investieren, oder einen Vertrag für einen mPower-Reaktor abschließen. Jedoch gab im April 2014 ein B&W-Sprecher zu, dass „nichts von beidem geschehen ist“.[90]

SMR-160 (SMR LLC): Produktion durch Strategische Partnerschaften (geplant)

Das US-amerikanische Unternehmen Holtec International ist vor allem im Bereich des Back-end tätig, insbesondere in der Produktion von Systemen für die Lagerung von abgebrannten Brennelementen sowie deren Transport. Zur Produktpalette von Holtec gehören auch Komponenten für den Bau von (Kern-)Kraftwerken wie Dampferzeuger oder Wärmetauscher. Für die Entwicklung des SMR-160 hat Holtec International (USA) eine hundertprozentige Tochtergesellschaft gegründet,

[86] https://www.forbes.com/sites/rodadams/2017/03/13/bechtel-and-bwxt-quietly-terminate-mpower-reactor-project/#2484a86d4990, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[87] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/B-W-contracts-for-SMR-forgings, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[88] https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[89] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/TVA-progresses-with-mPower-project, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[90] http://www.newsadvance.com/news/local/babcock-wilcox-cuts-investment-in-mpower/article_d7998d52-c3d3-11e3-8fbb-0017a43b2370.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

die SMR LLC mit Sitz in Camden, NJ. Der Mutterkonzern Holtec International verfügt bis dato über keine Erfahrung im Reaktorbau, was sich auch im Unternehmensprofil widerspiegelt. So gehören zu den vorgesehenen Aktivitäten von SMR LLC der Aufbau von Geschäftsallianzen mit anderen Unternehmen, die Sicherstellung der Genehmigung, das Geschäfts- und Projektmanagement von Reaktorprojekten sowie die Förderung der weltweiten Akzeptanz von SMR-160-Anlagen.[91]

Holtec International hat mit dem kanadischen Unternehmen SNC-Lavalin eine Vereinbarung zur Zusammenarbeit bei der Entwicklung des Reaktors unterzeichnet.[92] SNC Lavalin ist der Mutterkonzern (100%) von Candu Energy, dem Hersteller der kanadischen CANDU-Reaktoren und verfügt somit über Erfahrungen im Kernkraftwerksbau, sowohl als Contractor für Bau- und Montagearbeiten sowie als Reaktorentwickler. Bei der Kooperation handelt es sich um ein sog. „teaming agreement“, eine vertragliche Vereinbarung, die aus einem Hauptauftragnehmer und einem Unterauftragnehmer besteht und öfter in der US-amerikanischen Bauindustrie vorkommt.[93] Im Rahmen der Vereinbarung wird SNC-Lavalin Holtec zunächst eine Reihe von nukleartechnischen Dienstleistungen anbieten, einschließlich der Unterstützung bei der Lizenzierung des SMR-160-Konzepts in Kanada.[94] Frühere Unterstützung in den Bereichen Engineering, Design und Qualifizierung kam von der Shaw Group und der URS Corporation. Im August 2015 unterzeichnete Holtec einen langfristigen Partnerschaftsvertrag mit Mitsubishi Electric Power Products Inc. (MEPPI) zur Entwicklung der Mess- und Regelsysteme für den SMR-160[95]; gleichzeitig kümmert sich MEPPI (Mitsubishi Electric Power Products, Inc.) auch um die Lizensierung in den USA.[96]

Neben den USA und Kanada versucht Holtec auch andere potenzielle Märkte ins Visier zu nehmen. So unterschrieb das Unternehmen 2018 ein Memorandum of Understanding mit NAEK Energoatom, dem staatlichen Kerkraftwerks-Betreiber der Ukraine für den Bau von SMR-Anlagen sowie einem Fertigungszentrum.[97]

Für die spezifische Tätigkeit der Brennstoffentwicklung startete Holtec (Holtec und SMR LLC) 2018 eine Zusammenarbeit mit GE-Hitachi und GNF. Die vier Unternehmen gingen eine wettbewerbsfördernde Zusammenarbeit („procompetitive collaboration“) ein, wobei GNF (ein GE-geführtes Joint Venture mit Hitachi und Toshiba) Holtec bei der Kernbrennstoffentwicklung unterstützen sollte und GEH bei der Konstruktion von Steuerstabantrieben.[98] In 2020 wurde jedoch die Entwicklung von Brennstoff an Framatome vergeben (Marktbezug). Framatome hat vereinbart, die Fertigstellung aller notwendigen technischen Arbeiten zu ermöglichen, um den SMR-160 mit dem kommerziell verfügbaren und bewährten 17x17-GAIA-Brennelement von Framatome zu

[91] https://holtecinternational.com/products-and-services/smr/about-us/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[92] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/SNC-Lavalin-and-Holtec-team-up-on-SMR-development, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[93] “A teaming agreement is a type of teaming arrangement consisting of a prime contractor and another company that acts as a subcontractor.” https://trentcotney.com/construction/introduction-to-teaming-agreements/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[94] https://holtecinternational.com/2017/07/17/snc-lavalin-and-holtec-formalize-agreement-to-accelerate-the-development-of-smr-160-small-modular-reactor/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[95] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/SNC-Lavalin-and-Holtec-team-up-on-SMR-development, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[96] https://holtecinternational.com/2015/08/05/holtec-and-mitsubishi-electric-forge-a-long-term-partnership-to-advance-the-smr-160-design-development-program/; https://holtecinternational.com/2017/06/26/mitsubishi-electric-co-melco-and-holtec-resolve-to-broaden-cooperation-with-smr-160-as-the-centerpiece/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[97] https://www.reutersevents.com/nuclear/holtec-ukraine-plan-build-smrs-2020s-canada-publish-smr-roadmap-fall, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[98] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Holtec-and-GEH-team-up-on-advancing-SMR-160, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

betreiben.[99] Holtec unterhält des Weiteren noch eine strategische Allianz mit dem Energieversorger PSEG Power, dem Betreiber von drei Kernkraftwerken in Salem und Hope Creek im südlichen New Jersey.[100] Des Weiteren gewährt das US-Energieministerium neben Fördermittel auch Zugang zu dem Oak Ridge National Laboratory für die Entwicklung des Reaktors.[101]

Obwohl das Unternehmen für die Produktion ihrer „Standardprodukte“ vertikal integriert ist, scheint es sich für die Entwicklung des SMR-160 eher marktlich zu koordinieren. Das fehlende Know-how sowie nötige Wertschöpfungsstufen versucht Holtec über diverse Allianzen mit anderen spezialisierten Unternehmen sowie den Bezug über den Markt zu erreichen. Abbildung 8 gibt einen Überblick über die Kooperationen und Beteiligungen an SMR LLC.

Mikroreaktoren: U.S. DoD mit Großforschungseinrichtung (Idaho National Laboratory).

Im Rahmen des Projekts „Pele“ fördert das US-amerikanische Verteidigungsministerium (U.S. DoD) die Entwicklung von Mikroreaktoren für den Einsatz an abgelegenen Militärbasen. 2020 vergab das Ministerium Aufträge in einer Gesamthöhe von 39,7 Millionen USD im Rahmen des Projekts an BWX Technologies (13,5 Millionen USD), Westinghouse (11,9 Millionen USD) sowie an X-energy, LLC (14,3 Millionen USD). Die erste zweijährige Phase dieses Förderprogamms besteht aus der Entwicklung eines Designs für einen Prototypreaktor. In dieser Phase werden am Ende Kandidaten ausgewählt die in der zweiten Phasen den Prototyp bauen sollen.[102] Das Ziel des Programms ist es, einen Reaktor zu entwickeln, der dann möglicherweise bei Streitkräften auch außerhalb des amerikanischen Kontinents eingesetzt werden kann.[103]

Am 12. Januar 2021 veröffentlichte das Weiße Haus eine „Executive Order“ des US-Präsidenten Trump zur Förderung von SMR für die Landesverteidigung und Weltraumforschung.[104] Darin hebt Artikel 3 insb. die Förderung von Demonstrationsprojekten von Mikroreaktoren für den Einsatz in inländischen Militäranlagen als auch auf abgelegenen Standorten vor. Innerhalb von 180 Tagen nach Erlass soll der US-Verteidigungsminister einen Plan aufstellen, wie ein solches Projekt mit dem Ziel einer NRC-Lizenzierung umgesetzt werden kann.

3.4.3.2 Kanada

CNL und Terrestrial Energy: Bereitstellung staatlich mit privater Beteiligung und Produktion in Zusammenarbeit mit Großforschungseinrichtung

(Thomas et al. 2019) stufen das kanadische SMR-Programm als eines der konsequentesten Programme zur Entwicklung von SMRs ein. 2018 veröffentlichte die Canadian Nuclear

[99] https://www.framatome.com/EN/businessnews-1905/framatome-wins-contract-to-fuel-holtec-s-small-modular-reactor.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[100] https://holtecinternational.com/2013/09/09/holtec-international-and-pseg-power-deepen-their-affiliation-to-develop-smr%e2%80%90160/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[101] https://holtecinternational.com/2017/08/23/usdoe-to-provide-access-to-national-laboratories-to-support-smr-160s-ongoing-rd/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[102] https://www.defense.gov/Newsroom/Releases/Release/Article/2105863/dod-awards-contracts-for-development-of-a-mobile-microreactor/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[103] https://www.defensenews.com/smr/nuclear-arsenal/2020/03/09/pentagon-to-award-mobile-nuclear-reactor-contracts-this-week/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[104] https://www.whitehouse.gov/presidential-actions/executive-order-promoting-small-modular-reactors-national-defense-space-exploration/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Association[105] im Auftrag der kanadischen Regierung eine „Roadmap“ für die Entwicklung von SMRs (Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee 2018). Insgesamt vier Akteure sind in Kanada in der SMR-Entwicklung aktiv, drei davon sind staatliche Akteure:

~ New Brunswick Energy Solutions Coorparation, ein Joint Venture zwischen der Provinzregierung von New Brunswick und New Brunswick Power (NB Power), die ihrerseits im Besitz der Provinzregierung ist;

~ Ontario Power Generation, ein Unternehmen im Besitz der Provinz Ontario;

~ Bruce Power, ein Konsortium aus mehreren privaten Unternehmen, das acht Kernreaktoren betreibt;

~ und Canadian Nuclear Laboratories Ltd. (CNL) (Thomas et al. 2019, S. 29).

Das CNL sieht sich selbst als globaler Knotenpunkt für SMR-Forschung und -Technologie und hat sich zum Ziel gesetzt, bis 2026 einen Demonstrationsreaktor an einem CNL-Standort zu bauen.[106] Das Unternehmen ist ein Subunternehmen des kanadischen Staatsunternehmens Atomic Energy of Canada Ltd., das in den 1950er Jahren den CANDU Reaktor entwickelte. CNL wird von einem Konsortium privater Unternehmen namens Canadian National Energy Alliance geleitet. Das Konsortium besteht aus: CH2M Hill Canada, Fluor Government Group – Canada, EnergySolutions Canada Group, SNC-Lavalin und Rolls-Royce Civil Nuclear Canada.[107]

Im April 2018 rief das CNL Unternehmen dazu auf, sich für den Bau einer SMR-Demonstrationsanlage auf einem von CNL verwalteten Campus zu bewerben. Insgesamt haben sich vier Unternehmen beworben, drei Unternehmen haben sich mit Mikroreaktoren-Designs (u.a U-Battery) und ein Unternehmen mit einem MSR-Konzept (der Integral Molten Salt Reactor von Terrestrial Energy) beworben. Im Dezember 2020 hat die CNL mit Global First Power eine Vereinbarung für den Bau und Betrieb eines Reaktors an dem Chalk River Standort in Ontario, unterzeichnet.[108] Die anderen drei Projekte haben die erste Vorqualifizierungsphase der CNL Ausschreibung abgeschlossen (Stand Januar 2021).[109]

Neben der CNL Ausschreibung ist es Terrestrial Energy außerdem gelungen, sechs Runden der Risikofinanzierung mit einem Gesamtfinanzierungsbetrag von rund 46,1 Mio. USD zu erhalten. Die letzte Venture-Finanzierungsrunde betrug 5,4 Mio. USD, bekannt gegeben im Juli 2020.[110] Aber auch Terrestrial Energy bekommt staatliche Förderung. So gab das Unternehmen im März 2016 einen Zuschuss in Höhe von 5,7 Mio. CAD vom SD Tech Fund (SDTC) der kanadischen Bundesregierung für nachhaltige Entwicklung bekannt.[111] Desweiteren, hat das öffentliche Energieunternehmen Ontario Power Generation kürzlich Terrestrial Energy als einen von drei

[105] Die Canadian Nuclear Association ist eine 1960 gegründete gemeinnützige Organisation zur Vertretung der Nuklearindustrie in Kanada und zur Förderung der Entwicklung und des Wachstums von Nukleartechnologien für „friedliche Zwecke".
[106] https://www.cnl.ca/en/home/facilities-and-expertise/smr/default.aspx, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[107] https://www.cnl.ca/en/home/news-and-publications/bulletins/2015/150626.aspx, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[108] https://www.globalfirstpower.com/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[109] https://www.cnl.ca/en/home/facilities-and-expertise/smr/update-on-cnl-s-smr-invitation-process.aspx, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[110] https://ventures.media/terrestrial-energy-investor-funding-information-news/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[111] https://www.terrestrialenergy.com/2016/09/terrestrial-energy-surpasses-cad-20-million-financing-milestone-imsr-development/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Entwicklern von SMR-Kraftwerken bekannt gegeben, mit denen das Unternehmen im Rahmen seines Ziels, die SMR-Technologie einzusetzen, zusammenarbeiten wird. 2020 investierte die kanadische Regierung weitere 20 Mio. CAD (15 Mio. USD) an Bundesmitteln, um die Entwicklung des integrierten Salzschmelzereaktors (Integral Molten Salt Reactor, IMSR)-Konzepts von Terrestrial Energy zu beschleunigen. Die Finanzierung erfolgt durch Kanadas Strategic Innovation Fund.[112] Außerdem erhält Terrestrial Energy USA Förderung in den USA. So wurde das Unternehmen vom US-Energieministerium aufgefordert, den zweiten Teil seines Antrags auf eine US-Bundeskreditgarantie (loan guarantee) zur Unterstützung der Lizenzierung und des Baus eines IMSR einzureichen. Das Unternehmen beantragte eine Kreditgarantie in Höhe von 800 Mio. bis 1,2 Mrd. US-Dollar zur Unterstützung der Finanzierung eines Projekts zur Lizenzierung, zum Bau und zur Inbetriebnahme des ersten IMSR in den USA. Das Idaho National Laboratory wurde als führender Standortkandidat für die erste kommerzielle Anlage mit 190 MW_e identifiziert.[113] Die hochspezifische und unsichere Entwicklung des Salzschmelzebrennstoffes führt Terrestrial Energy nicht alleine aus sondern arbeitet seit 2016 mit der US-amerikanischen staatlichen Forschungseinrichtung Argonne National Laboratory für die Entwicklung des Brennstoffes zusammen. Dies wird wird vom US-Energieministerium gefördert.[114]

Zusammengefasst erfolgt die Bereitstellung in Kanada größtenteils staatlich mit teilweise privater Beteiligung, die Produktion erfolgt in Zusammenarbeit mit Großforschungseinrichtung. Das kanadische Unternehmen Terrestrial Energy erhält neben Kanada auch Förderungen in den USA und arbeitet auch hier eng mit Großforschungseinrichtungen zusammen. Abbildung 8 gibt einen Überblick über die Kooperationen und Beteiligungen an den Canadia Nuclear Laboratories.

3.4.3.3 Vereinigtes Königreich

U-Battery von URENCO mit deutscher Beteiligung

URENCO („Uranium Enrichment Company“) Ltd wurde 1971 gemäß dem Vertrag von Almelo gegründet. Der Vertrag sieht eine Zusammenarbeit von Deutschland, dem Vereinigten Königreich und der Niederlande bei der Entwicklung und Nutzung des Gaszentrifugenverfahrens zur Herstellung angereicherten Urans vor. Die Anteile an URENCO sind gleichmäßig verteilt zwischen der deutschen Uranit GmbH (gehört je zur Hälfte der E.ON Kernkraft GmbH und der RWE Power AG), der Ultra-Centrifuge Nederland NV (gehört dem Niederländischen Staat) und der Enrichment Holdings Ltd (gehört dem Vereinigten Königreich). Außerdem werden von den Regierungen trilateral die nichtverbreitungspolitischen Aspekte geprüft und überwacht. 2008 besaß Urenco 15% der weltweiten Kapazität für Urananreicherung (Rothwell 2009, S. 133).

Für die Entwicklung bzw. Produktion des U-Battery-Konzepts hat Urenco 100%-ige Töchterunternehmen gegründet (U-Battery Ltd, U-Battey Development Ltd). Urenco beteiligt sich im Rahmen des „U-Battery Consortium“ am Standort Chalk River in Kanada an der Entwicklung des U-Battery-Konzepts, das in Deutschland manchmal auch als „Uranbatterie“ bezeichnet wird. Anders als der Name suggeriert, ist hier keine elektrische Energie gespeichert. Vielmehr handelt es sich um einen kleinen, gasgekühlten Hochtemperaturreaktor. In dem Konsortium sind auch weitere

[112] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-government-invests-in-SMR-technology, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[113] https://www.world-nuclear-news.org/NN-Terrestrial-Energy-to-complete-US-loan-guarantee-application-1409167.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[114] https://www.neimagazine.com/news/newsfuel-testing-begins-for-terrestrial-energys-molten-salt-reactor-8358784, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Unternehmen aus der „großen“ Atomindustrie beteiligt, so Cavendish Nuclear (100% Babcock International) oder auch das Kernkraftwerksunternehmen Jacobs. Es ist geplant, dass die U-Battery, mit einem neuen, sogenanntem TRISO-Brennstoff bei deutlich höherer Anreicherung als in heutigen Kernkraftwerken üblich (19,75 prozentige Anreicherung von U-235, anstatt standardmäßigen 3-5%), angetrieben wird. Bis zu einem Anreicherungsgrad von 19,75% gilt Uran als niedrig angereichert und nicht direkt kernwaffenfähig, vergleiche auch Kapitel 5.6.

Die U-Battery bekommt Fördermittel in Höhe von 10 Millionen britischen Pfund von der britischen Regierung. Eine Vorprüfung für das Design der U-Battery wird in zwei Ländern, Kanada und dem Vereinigten Königreich, gleichzeitig durchgeführt. Danach soll eine globale geteilte Lieferkette die modularen Bestandteile produzieren und zu den jeweiligen Standorten in den beiden Ländern transportieren. Die erste Bereitstellung der U-Battery ist laut Herstellerangaben für 2028 geplant.[115] Abbildung 8 gibt einen Überblick über die Kooperationen und Beteiligungen an der U-Battery.

3.4.3.4 Russland

Staatliche Bereitstellung und (fast) vollständig integrierte Eigenherstellung (Konglomerat)

Als Föderale Agentur für die Atomenergie Russlands, leitet und kontrolliert Rosatom die zivile und militärische Atomindustrie des Landes und vereint sämtliche Produktions- und Forschungsstätten unter sich. Seit 2007 ist die gesamte zivile russische Atomindustrie in der Holdinggesellschaft Atomenergoprom (AEP) vertikal integriert.[116] Rosatom gehören 94,4% der Anteile an Atomenergoprom, dem russischen Finanzministerium die restlichen. Atomenergoprom besitzt somit Tochtergesellschaften entlang der gesamten Wertschöpfungskette vom Uranabbau (Atomredmetzoloto), der Brennstoffproduktion (TVEL), dem Reaktorbau (Atomenergomasch) und dem Kernkraftwerksbau (Atomstroiexport) bis zum Betrieb (Rosenergoatom), sowie diverse andere Tochtergesellschaften. Eine weitere Tochtergesellschaft ist OKBM Afrikantov, ein Kerntechnikunternehmen, das u. a. den KLT-40S und den RITM-200M entwickelt hat. Gebaut wurde das schwimmende Kraftwerk Akademik Lomonossov für zwei KLT-40S-Reaktoren von Baltic Shipyard[117], ein Tochterunternehmen der staatlichen JSC United Shipbuilding Corporation. Auftraggeber und Investor war der Betreiber Rosenergoatom. Die Finanzierung erfolgte somit über den russischen Staatshaushalt.

Izhorskiye Zavody OMZ Group lieferte den Reaktordruckbehälter für den KLT-40S.[118] Das Unternehmen gehört zu dem Schwermaschinen- und Anlagenbau-Konzern OMZ, der 1998 durch die Fusion der Ural Heavy Machinery Works (UralMashZavod), einem Maschinen- und Stahlwerk, entstand (WNA 2016, 76). Die Turbinen-Generator-Einheiten wurden von Kaluga Turbine Works geliefert, während TVEL, eine Tochtergesellschaft von Rosatom, den Brennstoff lieferte.[119]

[115] Dieser Abschnitt basiert auf den Folien des U-Battery General Manager, Steve Threlfall, welche auf der „International Conference on Generation IV and Small Reactors“ am 20.11.2020 präsentiert worden sind.
[116] https://world-nuclear-news.org/Articles/Putin-signs-AtomEnergoProm-decree, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[117] https://www.nsenergybusiness.com/projects/akademik-lomonosov-floating-npp/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[118] https://www.nsenergybusiness.com/projects/akademik-lomonosov-floating-npp/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[119] https://www.nsenergybusiness.com/projects/akademik-lomonosov-floating-npp/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

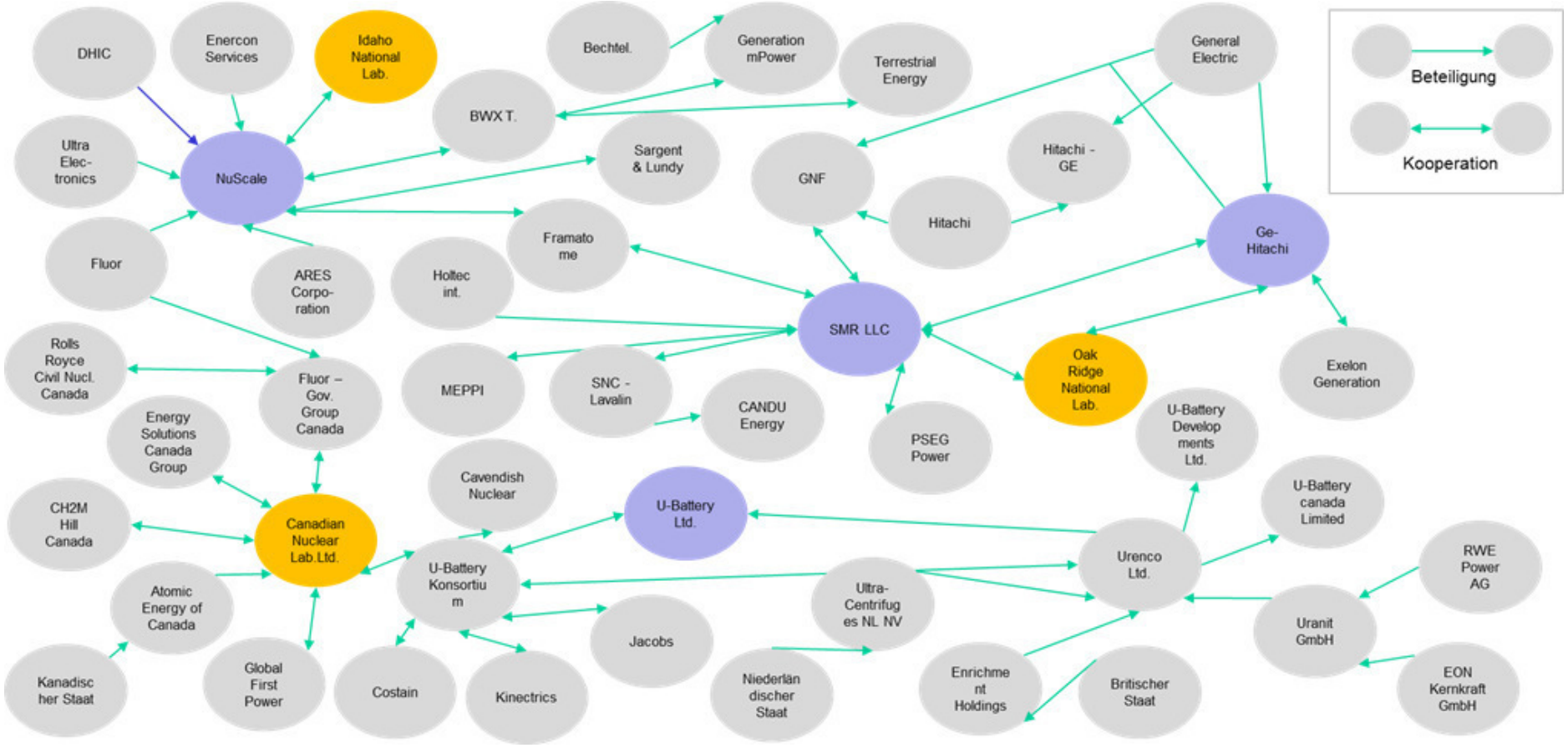
3.4.3.5 Akteursübersicht (Industriestruktur)

Abbildung 8 gibt die Industriestruktur für NuScale, SMR LLC, U-Battery und Canadian Nuclear Laboratories wieder. Es wird klar, dass vor allem in dem Bereich der wassergekühlten SMR keine Start-Ups aktiv sind. Das Bild ist eher geprägt von den bekannten Kerntechnikunternehmen wie Fluor, Framatome, SNC Lavalin, GE-Hitachi, Babcock&Wilcox (Cavendish), Rosatom oder auch Westinghouse sowie den bekannten Großforschungsinstituten (in orange). Abbildung 8 gibt auch die Kooperationen (Doppelpfeil) sowie die Beteiligungen (einfacher Pfeil) zwischen den einzelnen Akteuren wieder und zeigt wie vernetzt die aktuelle SMR-Industrie ist.

In Vergleich zu dem „großen“ Kernkraftwerksbau ist interessant, dass Unternehmen die zwar in der Atomindustrie aktiv sind aber bis dato nicht im Bau oder Design von Reaktoren tätig waren, versuchen in den SMR-Bereich einzusteigen (Holtec, Urenco). Auf der anderen Seite scheint es, dass die traditionellen Reaktoranbieter wie Westinghouse oder GE-Hitachi die SMR-Entwicklung nicht ernsthaft verfolgen. Es entsteht eher der Eindruck, dass sie SMRs im Portfolio haben wollen, für den Fall, dass sich doch ein Markt entwickelt. Es wurden aber auch bereits fortgeschrittene Projekte wie Westinghouse SMR oder mPower eingestellt bzw. es ist unklar wie der Entwicklungsstatus dieser Konzepte ist.

Am fortgeschrittensten ist wohl NuScale. Konträr zu der medialen Berichterstattung handelt es sich bei NuScale nicht (mehr) um ein Start-Up, da der Hauptinvestor der Großkonzern Fluor ist. Wie ernst Holtec zu nehmen ist, bleibt abzuwarten. Im Gegensatz zu NuScale bezieht Holtec alle Aktivitäten über den Markt und geht strategische Allianzen ein, jedoch ohne Kapitalbeteiligung. Die zwei relativ weit fortgeschrittenen SMR-Projekte in den USA beziehen die Brennstoffe von Framatome. Auch bei der Brennstoffherstellung scheinen damit etablierte Unternehmen führend zu sein.

Abbildung 8: Industriestruktur in ausgewählten SMR-Konzepten



Quelle: Eigene Darstellung

3.5 Fazit

In der Technologie- und Innovationspolitik vermengen sich eine Vielzahl von Motivlagen, unter anderem industrielle und wirtschaftliche Entwicklung und geopolitischer Einfluss. Auch im Bereich der SMR spielen industrie- und geopolitische Motivlagen sowie militärische Interessen eine Rolle. Die Mehrheit der Länder, die SMR-Entwicklungsaktivitäten verfolgen, unterhalten Kernwaffenprogramme und bauen Atom-U-Boote und/oder verfügen bereits über ein großes kommerzielles Atomprogramm. Besonders hervorzuheben sind die Entwicklungsaktivitäten in den USA.

Die Situation in Kanada ähnelt der in den USA, allerdings fehlt dort die militärische Komponente. So werden SMRs dort vor allem als alternative Energieversorgungsoption für abgelegene Bergbauprojekte und Gemeinden diskutiert, die derzeit in hohem Maße auf Dieselgeneratoren angewiesen sind. Auch in Russland erfolgt der Einsatz von sog. Floating Nuclear Power Plants (Akademik Lomonossow, KLT-40S) um abgelegene Regionen zu versorgen. Generell steht die SMR-Aktivität in Ländern ohne Kernwaffenprogramm oder große zivile Atomprogramme auf unsicherer Grundlage, wie zum Beispiel in Argentinien und Südkorea. Das argentinische Entwicklungsprogramm ist bereits sehr alt, Südkorea hat einen Atomausstieg beschlossen, so dass es im eigenen Land keine Anlagen bauen wird.

Motivlagen für potenzielle SMR-Importländer, die im Gutachten als „passive“ Länder bezeichnet werden, sind ebenfalls vielfältig. So verfolgt Saudi-Arabien den Aufbau einer nationalen Kerntechnik-Kompetenz, während dies in Jordanien oder Estland nicht absehbar ist. In einigen Ländern wird ein Interesse an kerntechnischer Grundlagenforschung genannt.

Sofern SMR auch als Lösung im Kontext der Bekämpfung der Gefahren des Klimawandels und der damit verbundenen Reduzierung der Treibhausgasemissionen zur globalen Stromversorgung vorgeschlagen werden, ist die mit ihnen erzielte Stromproduktion relevant. Heutige neue Kernkraftwerke weisen elektrische Leistungen im Bereich von 1.000-1.600 MW_e auf. Die im Rahmen dieser Studie betrachteten SMR-Konzepte sehen dagegen geplante elektrische Leistungen von 1,5-300 MW_e vor. Entsprechend wäre zur Bereitstellung derselben elektrischen Leistung eine um den Faktor 3-1000 größere Anzahl an Anlagen erforderlich. Anstelle von heute ca. 400 Reaktoren mit großer Leistung würde dies also den Bau von vielen tausend bis zehntausend SMR-Anlagen bedeuten. Verschiedene, mit der angedachten Vervielfachung der Zahl der Anlagen verbundene sicherheitstechnische Risiken werden bei der Planung weitgehend vernachlässigt, insbesondere Fragen des Transports, des Rückbaus sowie der Zwischen- und Endlagerung.

In Literatur und Praxis werden seit den 1950er Jahren verschiedene Einsatzbereiche für Kernkraftwerke mit geringen Leistungen genannt, die – wie alle Kernkraftwerke – Strom und Wärme produzieren. Diese finden sich auch in den SMR-Diskussionen wieder. Neben der regulären Stromversorgung werden insbesondere die dezentrale Stromversorgung für Industrie bzw. Haushalte sowie Wärme für Fernwärme, Meerwasserentsalzung und Industrieprozesse genannt; darüber hinaus werden auch militärische Nutzungen wie mobil einsetzbare Mikroreaktoren verfolgt. Wie in den früheren Zeiten der Kernkraft gilt auch für die potenziellen Einsatzbereiche von SMRs, dass sie anderen Energietechnologien wirtschaftlich weit unterlegen sind: Vormals erfolgte dieser Vergleich mit der Kohle, heute mit den erneuerbaren Energien in Verbindung mit Speichertechnologien. Insbesondere ist die vollständige Abdeckung dezentraler Regionen durch

Microgrids heute technisch darstellbar und ist kostengünstiger als durch SMRs; dies gilt auch für die Meerwasserentsalzung.

SMRs sind Kernkraftwerke mit geringer elektrischer Leistung und wären im Falle ihrer Realisierung in ein großes, globales Produktionssystem integriert, welches vom Abbau der Rohstoffe und Brennelementeherstellung („Front-end“) bis zum Rückbau der Anlagen und der Zwischen- und Endlagerung („Back-end“) reicht. Die Modularität kann theoretisch sowohl im standardisierten Bau von Reaktoren als auch in der Massenproduktion von Komponenten bestehen. Signifikante Kostenersparnisse aufgrund stärkerer Modularität sind in den vergangenen Reaktorentwicklungen nicht zu beobachten und auch für die Zukunft nicht zu erwarten. Die Modularität beim Zusammenbau von Reaktoren kann unter Umständen leichte Produktivitätssteigerungen erbringen, ist aber auch mit steigenden Transportbedarfen verbunden.

Durch die geringe elektrische Leistung sind die spezifischen Baukosten durch den Verlust der Skaleneffekte höher als bei großen Kernkraftwerken. Es wird jedoch die Hypothese formuliert, dass durch die modulare, standardisierte, fabrikmäßige Produktion von SMRs sowohl die Gesamtbaukosten als auch die Bauzeiten solcher Systeme reduziert werden können sollten. Eine im Rahmen dieses Gutachtens durchgeführte Produktionskostenrechnung unter Berücksichtigung von Skalen-, Massen- und Lerneffekten aus der Atomindustrie legt nahe, dass im Mittel dreitausend SMR produziert werden müssten bevor sich der Einstieg in die SMR-Produktion lohnen würde. Es ist somit nicht zu erwarten, dass der strukturelle Kostennachteil von Reaktoren mit kleiner Leistung durch Lern- bzw. Masseneffekte kompensiert werden kann.

Eine weitere wesentliche Begründung für die Entwicklung von SMR-Konzepten, neben der Modularität, ist die Erwartung kürzerer Zeithorizonte, insb. geringerer Bauzeiten, u.U. auch unkomplizierter Rückbau. Die Betrachtung aktuell geplanter, im Bau bzw. in Betrieb befindlicher Anlagen bestätigt diese Vermutung nicht, im Gegenteil: Planungs-, Entwicklungs- und Bauzeiten übersteigen die ursprünglichen Zeithorizonte in der Regel um ein Vielfaches. Die Erfahrung mit historischen SMR deuten darauf hin, dass die Betriebszeiten von nicht-Leichtwasserreaktoren kurz sind und der Rückbau sich als sehr langwierig erweist.

Analog zu Bau und Betrieb von Kernkraftwerken mit großer Leistung stellt die komplexe Produktionskette besondere Herausforderungen an die Gestaltung der Schnittstellen zwischen den beteiligten Unternehmen. Insbesondere stellt die Koordination der Produktion der Schmiedeteile Unternehmen vor große Herausforderungen. So übersteigen beispielsweise im SMR-Konzept NuScale die benötigten Schmiedeteile die Kapazitäten der US-Schmieden.

Trotz der Beteiligung einiger neuer Unternehmen bleibt das Feld von traditionellen Entwicklern, insbesondere den Großforschungseinrichtungen und den bekannten Kerntechnikunternehmen wie Fluor (NuScale), GE-Hitachi, Rosatom oder auch Westinghouse dominiert. Auf der anderen Seite sind aber Unternehmen, die zwar in der Atomindustrie aktiv sind aber bis dato nicht im Bau oder Design von Reaktoren tätig waren, im SMR-Bereich aktiv (Holtec, Urenco). Traditionelle Reaktoranbieter wie Westinghouse oder GE-Hitachi scheinen aber die SMR-Entwicklung nicht ernsthaft zu verfolgen (Einstellung von Projekten, unklarer Entwicklungsstatus). Die Bereitstellung von SMR erfolgt wie bei Kernkraftwerken mit großer Leistung staatlich bzw. von der Nachfrage abgesichert, vor allem von Strom-Endkunden und dem Militär. Zwar entwickeln sich auch Spin-Offs aus staatlich finanzierten Großforschungseinrichtungen und es gibt auch neu gegründete Start-ups, aber deren Geschäftsmodelle beruhen auch auf langfristiger staatlicher Finanzierung. Insgesamt ist nicht abzusehen, dass SMR-Konzepte andere Organisationsmodelle entwickeln können, als sie seit ca. 70 Jahren im Bereich der Kerntechnik betrieben werden.

4 Regulatorische Anforderungen

Die regulatorischen Anforderungen an bestehende und neue Kernkraftwerke werden international kontinuierlich weiterentwickelt. Insbesondere nach dem katastrophalen Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi wurden wichtige Sicherheitsprinzipien geprüft und überarbeitet. In Bezug auf neue Reaktorkonzepte zählt hierzu insbesondere das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen und des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept, Defence in Depth), speziell auch mit Blick auf die Umsetzung der Prinzipien der Diversität und Unabhängigkeit sicherheitstechnischer Einrichtungen.

Auch die Notwendigkeit der Berücksichtigung eines umfassenden Ereignisspektrums bei der sicherheitstechnischen Auslegung von Kernkraftwerken wurde erneut bekräftigt. Dabei sind insbesondere auch externe Einwirkungen, sowohl naturbedingte wie Erdbeben oder Überflutungen, als auch zivilisatorische wie Unfälle in benachbarten Industrieanlagen oder ein Flugzeugabsturz zu berücksichtigen, vergleiche auch Kapitel 5.

Im Folgenden werden ausgewählte nationale sowie internationale Regelwerksdiskussionen mit Bedeutung für SMR-Anlagen bzw. -Konzepte dargestellt. Dabei finden Diskussionen sowohl im Rahmen der Internationalen Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency, IAEA), vgl. Kapitel 4.1.1, als auch im europäischen Rahmen beispielweise bei der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) statt, vgl. Kapitel 4.1.3. Grundsätzliche Fragestellungen im Zusammenhang mit einer Genehmigung von neuen Reaktorkonzepten und speziell auch von SMR-Konzepten werden seit vielen Jahrzehnten auch in den USA diskutiert, vgl. Kapitel 4.1.4, doch auch in anderen Ländern gibt es eine Diskussion zu neuartigen Fragestellungen im Zusammenhang mit einer möglichen Genehmigung von SMR-Konzepten, vgl. exemplarisch Kapitel 4.1.5.

Neben diesen grundsätzlichen Regelwerksentwicklungen wurden weltweit auch schon verschiedene, der Gruppe der SMR zugeordnete Anlagen in Betrieb genommen oder befinden sich in Bau. Daneben ist eine größere Anzahl von SMR-Konzepten insbesondere in den USA und in Kanada aktuell in unterschiedlichen Phasen einer Genehmigung beziehungsweise in Vorprüfungen für eine Genehmigung. Der jeweilige Stand in den betreffenden Ländern wird in Kapitel 4.1.6 ausgeführt.

4.1 Internationale und ausgewählte nationale Regelwerksdiskussionen

Im Folgenden werden verschiedene Fragestellungen zusammenfassend dargestellt, die sich im Rahmen von Genehmigungsprozessen für SMR-Konzepte oder SMR-Anlagen ergeben haben und die sich international beziehungsweise in ausgewählten Ländern in Diskussion befinden. Die Darstellungen in diesem Kapitel umfassen daher nicht alle weltweit möglicherweise noch sonstig stattfindenden Diskussionen.

Dabei ist zu beachten, dass auf internationaler Ebene[120] veröffentlichte Regelwerke in der Regel keine unmittelbare Bindung für die nationalen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden entfalten, sondern erst dann, wenn entsprechende Regelungen in der nationalen Praxis übernommen bzw. ggf. in Genehmigungen explizit als verbindliche Anforderungen herangezogen werden. Dabei ist auch zu erwähnen, dass sich die IAEA- und WENRA-Mitgliedsstaaten zwar verpflichtet haben, die gemeinsam verabschiedeten nuklearen Regelungen in die nationalen Praxis zu überführen,

[120] Dies betrifft im Folgenden die Internationale Atomenergieorganisation (IAEA) und die Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA).

verbindliche Vorgaben über den dafür benötigten Zeitrahmen jedoch nicht vorliegen. Dokumente, die nicht von den jeweilig zuständigen regelwerkssetzenden Gremien verabschiedet wurden (wie bspw. TECDOC-Publikationen der IAEA) entfalten für die nationalen Behörden nur insofern Bedeutung, als diese Dokumente ggf. bei der Ermittlung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik heranzuziehen sind.

4.1.1 Das Übereinkommen über Nukleare Sicherheit

Das Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety, CNS) ist auf deutsche Initiative nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl in den 1990er Jahren zustande gekommen und dient als wirkungsvolles Instrument zwischen Vertragsparteien zur weltweiten Verbesserung der nuklearen Sicherheit.[121] Bislang sind 90 Staaten dem Übereinkommen beigetreten.[122] Die Ziele des Übereinkommens sind gemäß Artikel 1 in (IAEA 1994):

- Erreichung und Beibehaltung eines weltweit hohen Standes nuklearer Sicherheit durch Verbesserung innerstaatlicher Maßnahmen und internationaler Zusammenarbeit, gegebenenfalls einschließlich sicherheitsbezogener technischer Zusammenarbeit;
- Schaffung und Beibehaltung wirksamer Abwehrvorkehrungen in Kernanlagen gegen mögliche radiologische Gefahren, um den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt vor schädlichen Auswirkungen der von solchen Anlagen ausgehenden ionisierenden Strahlung zu schützen;
- Verhütung von Unfällen mit radiologischen Folgen und Milderung solcher Folgen, falls sie eintreten.

Das Übereinkommen bezieht sich gemäß Artikel 3 auf die Sicherheit von Kernanlagen. Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens sind allerdings gemäß Artikel 2 nur ortsgebundene zivile Kernkraftwerke einschließlich solcher Lagerungs-, Handhabungs- und Bearbeitungseinrichtungen für radioaktives Material, die sich auf demselben Gelände befinden und mit dem Betrieb des Kernkraftwerks unmittelbar zusammenhängen.

In Reaktion auf den katastrophalen Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi haben die Vertragsparteien zur CNS im Februar 2015 die sogenannte Wiener Erklärung verabschiedet (IAEA 2015b). Gemäß dieser Erklärung sollen neue Kernkraftwerke so ausgelegt, platziert und errichtet werden, dass Unfälle bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb verhindert werden und im Falle eines Unfalls mögliche Freisetzungen von Radionukliden, die zu einer langfristigen Kontamination außerhalb des Betriebsgeländes führen, gemindert werden und frühzeitige Freisetzungen von Radioaktivität oder Freisetzungen von Radioaktivität, die groß genug sind, um langfristige Schutzmaßnahmen und -aktionen zu erfordern, vermieden werden.

Aufgrund des eingeschränkten Anwendungsbereichs fallen jedoch transportable Krenkraftwerke (TNPP), vergleiche (IAEA 2013), also sowohl die Kategorie der seegestützten SMR-Konzepte (FNPP) sowie ggf. mobile Mikroreaktoren, nicht unter den Anwendungsbereich der CNS und damit auch der Wiener Erklärung.

[121] Übereinkommen über nukleare Sicherheit, https://www.bmu.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/internationales/internationale-uebereinkommen/berichterstattung-zum-cns/, Stand 14.09.2020, zuletzt aufgerufen am 15.01.2021.
[122] https://www-legacy.iaea.org/Publications/Documents/Conventions/nuclearsafety_status.pdf, Stand 14.12.2020, zuletzt aufgerufen am 15.01.2021.

4.1.2 IAEA

Im März 2015 hat sich bei der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEA) das „SMR Regulator's Forum" etabliert.[123] Es hat die Aufgabenstellung, Mitgliedsstaaten dabei zu unterstützen, regulatorische Fragestellungen bei SMR-Entwicklungen zu identifizieren und Lösungsansätze zu entwickeln. Im Rahmen eines Pilotprojekts hat das Forum im Januar 2018 einen Bericht zur Anwendung der Prinzipien eines abgestuften Ansatzes („Graded Approach"), zum Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen („Defence in Depth") und zu Planungsgebieten für den anlagenexternen Notfallschutz („Emergency Planning Zones") für SMRs veröffentlicht (SMR Regulators' Forum 2018a). Der Bericht umfasst zusätzlich drei Anhänge zu diesen Prinzipien (SMR Regulators' Forum 2018d; 2018b; 2018c).

Im Dezember 2019 wurden von Arbeitsgruppen des Forums Zwischenberichte zu Herstellung, Lieferkettenmanagement und Inbetriebnahme von SMRs (SMR Regulators' Forum 2019c), zu regulatorischen Eingriffen während des Lebenszyklus eines SMR (SMR Regulators' Forum 2019b) und zu Aspekten von Mehrblock- bzw. Mehrmodulanlagen an einem Standort (SMR Regulators' Forum 2019a) veröffentlicht.[124]

Der Zwischenbericht zur Herstellbarkeit (SMR Regulators' Forum 2019c) befasst sich vorrangig mit beim Herstellungsprozess modularer Einheiten zu beachtenden prozessorientierten Anforderungen, um die Gewährleistung der geforderten Qualität der Komponenten und des Gesamtsystems zu erhalten, insbesondere auch bei Prototyp-Anlagen. Der Bericht thematisiert des Weiteren Fragen des Ersatzteilmanagements und der Inbetriebsetzung. Sicherheitstechnische Anforderungen an die Auslegung der Anlage werden nicht thematisiert. Dies gilt auch für den Zwischenbericht (SMR Regulators' Forum 2019b). Demgegenüber enthält der Zwischenbericht zu Aspekten von Mehrblock- bzw. Mehrmodulanlagen an einem Standort (SMR Regulators' Forum 2019a) Positionen zu sicherheitstechnischen Anforderungen, die in nachfolgender Aufzählung mit enthalten sind.

Eine im April 2020 publizierte Mitteilung des Forums „New Recommendations on Safety of SMRs"[125] nimmt auf die o. g. Dokumente Bezug.

Des Weiteren wurde bei der IAEA im Jahr 2018 eine „Technical Working Group on Small and Medium Sized or Modular Reactors (TWG-SMR)" etabliert, zusammengesetzt mit Experten aus IAEA-Mitgliedstaaten[126], die ein Interesse in der Entwicklung und zukünftigen Anwendung von SMRs haben. Die TWG-SMR beschreibt ihre Aufgabenstellung wie folgt:

> *"The TWG-SMR was established to provide advice, recommendations and support to the IAEA for the programmatic planning and implementation related to technology development, design deployment and economics of SMRs that can be used for the*

[123] Mit den Mitgliedern China, Finnland, Frankreich, Kanada, Russland, Südkorea, Saudi-Arabien, USA und Vereinigtes Königreich sowie Beobachtern aus der EU und der OECD/NEA (Stand April 2018, gemäß https://www.iaea.org/sites/default/files/18/04/membership_status_smrrf_v2.pdf).

[124] Dabei sind unter Mehrblockanlagen voneinander (weitgehend) unabhängige Reaktoren ein einem Standort zu verstehen. Demgegenüber können bei Mehrmodulanlagen in verstärktem Maße Abhängigkeiten zwischen den einzelnen Modulen bestehen, beispielsweise durch gemeinsam genutzte Systeme oder die gemeinsame Unterbringung in einem Containment oder Reaktorgebäude.

[125] https://www.iaea.org/newscenter/news/new-recommendations-on-safety-of-smrs-from-the-smr-regulators-forum, Stand 22.04.2020, zuletzt aufgerufen 31.12.2020.

[126] Mit Mitgliedern aus Argentinien, Australien, China, Finnland, Frankreich, Indien, Indonesien, Iran, Italien, Japan, Jordanien, Kanada, Kenia, Südkorea, Pakistan, Russland, Saudi Arabien, Südafrika, Ukraine, Vereinigtes Königreich und USA.

production of electricity and/or industrial process heat in both expanding and embarking countries".[127]

Bisher fanden drei Meetings der TWG-SMR statt (in 2018, 2019 und 2020). Die Vorträge bei diesen Meetings sind im Internet veröffentlicht.[128]

Übergeordnet zu diesen Aktivitäten bei der IAEA ist festzustellen, dass die regelwerkssetzenden Gremien der IAEA bislang noch keine SMR-spezifischen Sicherheitsstandards entwickelt haben. Im Folgenden werden die in (SMR Regulators' Forum 2018a) vorgelegten Schlussfolgerungen zu SMR-spezifischen sicherheitstechnischen Aspekten dargestellt; in Meetings der TWG-SMR angesprochene einzelne sicherheitstechnische Lösungsansätze sind ebenfalls in nachfolgender Aufzählung mit enthalten:

- Die für bestehende Kernkraftwerke etablierten internationalen und nationalen Sicherheitsanforderungen können und sollen als Basis auch für sicherheitstechnische Bewertungen von SMRs herangezogen werden.
- Eine Übertragung bestehender Regelwerksanforderungen auf SMR-Konzepte mit spezifischen Sicherheitsmerkmalen, mit dem Ziel das integrale Sicherheitsniveau aufrecht zu erhalten, aber ggf. dennoch – vor dem Hintergrund der jeweiligen Sicherheitsmerkmale – im Sinne eines abgestuften Ansatzes Anforderungen entfallen lassen bzw. abändern zu können („Graded Approach"), bedarf einer vertieften Ausarbeitung und internationalen Harmonisierung hierbei anzuwendender methodischer Ansätze.
- Insbesondere das Defence in Depth (DiD) Konzept[129], das grundlegende Prinzip zur Sicherstellung der Sicherheit, ist auch gültig für SMRs und soll daher als Grundlage für die Auslegung und die sicherheitstechnischen Nachweise herangezogen werden. Dabei sollen auch für SMR-Konzepte alle fünf Sicherheitsebenen des DiD-Konzepts gelten, unabhängig davon, welche zusätzlichen Maßnahmen ggf. SMR-spezifisch vorgesehen sind, um Störungen im Normalbetrieb (Sicherheitsebene 1) zu vermeiden, eintretende Störungen zu beherrschen und Störfälle zu vermeiden (Sicherheitsebene 2), Störfälle zu beherrschen (Sicherheitsebene 3) und das Eintreten von Unfällen (Sicherheitsebene 4) zu verhindern oder deren Auswirkungen über präventive und mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen zu begrenzen. Somit sollen auch Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes (Sicherheitsebene 5) vorgesehen bleiben, um unerwarteten Ereignisabläufen etwas entgegensetzen zu können.
- Auch die im existierenden DiD-Konzept geforderte, so weit als praktikabel machbare Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen voneinander soll für SMRs angewandt werden.
- Es wird allerdings auch angemerkt, dass das DiD-Konzept für große Leistungsreaktoren entwickelt und angewandt wurde, so dass eine Überprüfung der Anwendung von DiD-Anforderungen auf SMR-Konzepte zu diskutieren sein wird.

[127] https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors/technical-working-group-on-small-and-medium-sized-or-modular-reactors-twg-smr, zuletzt aufgerufen 29.01.2021.
[128] https://nucleus.iaea.org/sites/htgr-kb/twg-smr/SitePages/Home.aspx, zuletzt aufgerufen 31.12.2020.
[129] Im deutschen Regelwerk „Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen und des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept)".

- Alle als inhärent vorhandene, in den Sicherheitsnachweisen in Anspruch genommene Sicherheitseigenschaften sind vorab anhand entsprechend entwickelter Anforderungen und Kriterien zu validieren.
- Dies gilt insbesondere auch für passive Systeme oder neuartige Technologien, für die oftmals keine ausreichende Betriebsbewährung vorliegt und Unsicherheiten hinsichtlich ihrer Qualifikation, Zuverlässigkeit sowie Eignung für wiederkehrende Prüfungen bestehen. Für solche Systeme sind Ausfallkriterien in Anlehnung an das Einzelfehlerkonzept zu entwickeln.
- Für passive Sicherheitsfunktionen sollen hohe Karenzzeiten, während denen keine aktiven Maßnahmen erforderlich sind, nachgewiesen sein (bspw. in der Größenordnung von 3 Tagen).
- Für jedes SMR-Design sind die zu postulierenden auslösenden Ereignisse (postulated initiating events, PIEs), einschließlich der Einwirkungen von innen und außen, mittels eines systematischen Ansatzes, der alle Betriebs- bzw. Bauzustände einer ggf. auch modular ausgelegten Anlage umfasst, zu identifizieren. Der Ausschluss von Ereignissen muss anhand zu entwickelnder Kriterien begründet werden.
- Im Falle des Einsatzes von Einheiten mit mehreren Reaktormodulen sind spezifische Sicherheitsbetrachtungen durchzuführen und daraus sich ergebende Anforderungen abzuleiten. Solche Einheiten dürfen nicht zu Einschränkungen des DiD-Konzepts führen, bspw. infolge der Verwendung gemeinsam genutzter Maßnahmen und Einrichtungen oder von Verbindungen und Abhängigkeiten untereinander. Auch dürfen Ereignisse in einem Modul nicht zu einer Propagation des Ereignisablaufs in andere Module führen.
- Notfallplanungszonen des anlagenexternen Notfallschutzes sollen gemäß den diesbezüglichen internationalen und nationalen Vorgaben auch für SMRs etabliert werden. Für SMR-Konzepte, die keinen Brennstoffwechsel am Standort vorsehen, ist die Notwendigkeit für solche Zonen auch an den jeweils anderen betroffenen Standorten, an denen bestrahlter Brennstoff gehandhabt und gelagert wird, zu prüfen.

Im Dezember 2020 hat die IAEA des Weiteren im Rahmen ihrer TECDOC-Series den TECDOC 1936 veröffentlicht (IAEA 2020b), in dem die Anwendbarkeit der übergeordneten „IAEA Safety Requirements“ (IAEA 2016c) auf leichtwassergekühlte und HTR SMR-Konzepte diskutiert wird. Die Autoren dieses TECDOC, im wesentlichen Vertreter von SMR-Entwicklern und Kraftwerksbetreibern, bestätigen weitgehend die Anwendbarkeit der Requirements: von den 82 Requirements werden für wassergekühlte SMRs 8 als erläuterungs- bzw. änderungsbedürftig angesehen, für HTR-Konzepte 30. Alle anderen Requirements (also 74 bzw. 52) werden als „fully applicable“ angesehen:

> *„The considerations confirmed that the main features of the set of safety requirements established for NPPs in SSR-2/1 (Rev. 1) …, including the guiding principles, formulation (in general terms) and relevance to contribute to defence in depth and to fulfilment of the fundamental safety functions, remain valid when applied to the two SMR technologies evaluated in this publication.”*

Die IAEA plant die baldige Erstellung eines weiteren Berichts zur Anwendbarkeit der Requirements für alle SMR-Konzepte.[130].

Zusammenfassend kann im Hinblick auf die bei der IAEA erfolgten Beratungen festgestellt werden, dass die regelwerkssetzenden Gremien der IAEA keine SMR-spezifischen Sicherheitsstandards entwickelt haben und dies auch in absehbarer Zeit nicht erfolgen wird. Die Beratungen in verschiedenen Foren bzw. Arbeitgruppen haben zu klärende Fragestellungen aufgegriffen und Lösungsansätze diskutiert. Dabei wird zwar einerseits betont, dass die für bestehende Kernkraftwerke geltenden Sicherheitsanforderungen möglichst weitgehend auch für SMR-Konzepte gelten sollen, aufgrund vorhandener SMR-Spezifika jedoch mittels eines „Graded Approaches“ auch Anforderungen entfallen bzw. abgeändert werden könnten.

4.1.3 WENRA

Im März 2013 wurde die Stellungnahme „Safety of new NPP designs“ der Western European Nuclear Regulators’ Association (WENRA) veröffentlicht, basierend auf dem gleichnamigen Bericht der „Reactor Harmonisation Working Group“ (RHWG) (WENRA 2013). Der WENRA/RHWG Bericht beschreibt sieben „Safety Objectives“ und formuliert Stellungnahmen zu ausgewählten sicherheitstechnischen Schlüsselfragen sowie zu aus dem Unfall in Fukushima Daiichi zu ziehenden Lehren. Der Bericht soll als Basis für die Fortentwicklung und weitere Harmonisierung der WENRA Sicherheitsanforderungen dienen.

Die sieben „Safety Objectives“ sind

1. Normalbetrieb, anomaler Betrieb und die Verhinderung von Störfällen
   - Reduzierung der Häufigkeit von Ereignissen des anomalen Betriebs mittels einer erhöhten Fähigkeit der Anlage innerhalb des Normalbetriebs zu verbleiben.
   - Reduzierung des Potentials für eine Eskalation von Ereignissen zu Störfallen mittels einer erhöhten Fähigkeit der Anlage, Ereignisse des anomalen Betriebs zu beherrschen.
2. Störfälle ohne Kernschmelze
   - Sicherstellung, dass Störfälle ohne Kernschmelze zu keinen oder nur geringfügigen radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage führen.
   - Reduzierung, so weit wie vernünftig machbar, der Kernschmelzhäufigkeit infolge aller zu betrachtenden Gefahren, Fehler und Kombinationen von Ereignissen sowie Reduzierung der Freisetzung radioaktiven Materials.
   - Reduzierung der Auswirkungen externer Einwirkungen auf die Anlage (naturbedingt, zivilisatorisch oder infolge Einwirkungen Dritter) mittels einer entsprechenden Standortauswahl und Anlagenauslegung.
3. Unfälle mit Kernschmelze
   - Reduzierung potenzieller radioaktiver Freisetzungen in die Umwelt infolge von Unfällen mit Kernschmelzen, auch langfristig, derart, dass

[130] https://www.iaea.org/newscenter/news/how-to-apply-iaea-design-safety-standards-to-smrs, Stand 02.02.2021, zuletzt geprüft 02.02.2021.

- Kernschmelzunfälle, die zu frühen oder großen Freisetzungen führen würden, praktisch ausgeschlossen sind;
- Kernschmelzunfälle, die nicht praktisch ausgeschlossen werden können, mittels geeigneter Maßnahmen nur begrenzte räumliche und zeitliche Schutzmaßnahmen in der Umgebung erfordern (keine dauerhafte Umsiedelung von Personen, kein Erfordernis für Evakuierungen jenseits der unmittelbaren Nähe der Anlage, begrenzte Ausgangsbeschränkungen, keine langfristigen Einschränkungen der Nahrungsmittelaufnahme) und ausreichend Zeit für diese Maßnahmen vorhanden ist.

4. Unabhängigkeit aller Sicherheitsebenen des DiD-Konzepts
   – Verbesserung der Unabhängigkeit zwischen allen Sicherheitsebenen des DiD-Konzepts, insbesondere durch Implementierung diversitärer Vorkehrungen, um dadurch, soweit vernünftig machbar, das DiD-Konzept insgesamt zu stärken.
5. Schnittstellen zwischen Sicherheit und Security
   – Sicherstellung, dass Sicherheits- und Sicherungs-Maßnahmen aufeinander abgestimmt ausgelegt und implementiert werden.
6. Strahlenschutz und Abfallmanagement
   – Reduzierung, so weit als vernünftig machbar, der Individualdosen des Anlagenpersonals, radioaktiven Abgaben in die Umgebung und der Menge und Aktivität radioaktiven Abfalls, umfassend alle Betriebszustände, Stilllegungs- und Rückbau-Tätigkeiten.
7. Führungskompetenz und Management in Sicherheitsfragen
   – Sicherstellung eines wirksamen Sicherheitsmanagements, von Beginn der Planungsphase an.

Der WENRA/RHWG Bericht soll für in den Jahren nach 2013 neu zu genehmigende Kernkraftwerke in Europa gelten, in der Erwartung, dass diese Kraftwerke insbesondere durch eine verbesserte Auslegung ein höheres Sicherheitsniveau erreichen als die zum Zeitpunkt der Berichtserstellung bereits in Betrieb befindlichen Anlagen. Der Bericht war daher für die zum damaligen Zeitpunkt anstehenden neuen Kernkraftwerksprojekte entwickelt worden, nicht unter dem Blickwinkel spezifischer Aspekte von SMR-Projekten.

Im Hinblick auf die mittlerweile intensiver stattfindenden Diskussionen zu SMR-Projekten in Europa prüft die RHWG aktuell, inwieweit die o. g. sieben „Safety Objectives“ für SMRs anwendbar sind. Veröffentlichte Ergebnisse hierzu liegen bislang noch nicht vor.

4.1.4 USA

Die US-amerikanische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde U.S. NRC befasste sich in den vergangenen Jahren mit einzelnen Genehmigungs- beziehungsweise Voranträgen zu verschiedenen SMR-Konzepten sowie zu weiter fortgeschrittenen Reaktorkonzepten, vergleiche die ausführlichere Darstellung in Kapitel 4.2.1. Offene regulatorische Fragen zu neuen Reaktorkonzepten wurden dabei bereits 2010 erstmalig zusammengefasst (NRC 2010). Die U.S. NRC führt zu den seit 2010 laufenden Beratungen eine Aufstellung über aus ihrer Sicht noch offene

und bereits abgeschlossene regulatorische Fragestellungen.[131] Im Folgenden werden Aspekte daraus, welche die Sicherheit von SMR-Konzepten betreffen, zusammenfassend dargestellt, auf weitere Aspekte, wie beispielsweise Sicherungs- und Safeguards-Fragen wird dagegen hier nicht eingegangen.

Noch nicht abgeschlossene sicherheitsbezogene Aspekte betreffen demnach:

- Quellterm, Dosis-Berechnungen und Standortauswahl sowie anlagenexterne Notfallplanung für SMRs:

  Derzeit wird noch darüber beraten, inwieweit bestehende Richtlinien zur Standortauswahl (in Abhängigkeit von der Bevölkerungsdichte) für SMR-Konzepte anzupassen sind (NRC 2020f; 2020c). Weiterhin werden neue Regelungen für SMR-Konzepte hinsichtlich der Anforderungen an die anlagenexterne Notfallplanung entwickelt (NRC 2020b), vergleiche hierzu Kapitel 5.5.

- Spezifische Haftungs- und Versicherungsfragen für SMRs:

  Im Rahmen des amerikanischen Price-Anderson-Gesetzes stellen sich spezifische Haftungs- bzw. Versicherungsfragen insbesondere für SMR-Anlagen, bei denen mehrere SMR-Module an einem Standort errichtet werden sollen (NRC 2011a), zu Haftungsfragen siehe auch Kapitel 4.1.6. Bis zum 31.12.2021 soll die U.S. NRC den U.S. Kongress über die Notwendigkeit einer Anpassung der amerikanischen Gesetzgebung informieren.

Die folgenden sicherheitsbezogenen Aspekte werden als abgeschlossen dargestellt:

- Funktionelle Wirksamkeit des Containments:

  Die U.S. NRC hat 2018 einem methodischen Ansatz zu Bestimmung von Kriterien für die zu fordernde Containment-Funktion zugestimmt, der risikoorientiert unterschiedliche Technologien umfassen soll (NRC 2018a; 2018b; 2018c). Für LWR-basierte Konzepte, die für die Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung traditionell ein Mehrbarrieren-System anwenden (Hüllrohr, Reaktorkühlsystem als druckführende Umschließung, Containment), wird die geforderte Containment-Funktion anhand von maximal zulässigen Containment-Leckageraten bewertet, bei deren Einhaltung die Einhaltung der radiologischen Kriterien gegeben ist. Für nicht-LWR-Designs wird die Containment-Funktion durch andere Barrieren sichergestellt werden müssen.

  Der Ansatz zur Bestimmung von Kriterien für die zu fordernde Containment-Wirksamkeit basiert für nicht-LWR-Designs dabei darauf, dass ereignisabhängig die Systeme, Strukturen und Komponenten (Systems, Structures and Components, SSC), die für die radiologische Containment-Funktion erforderlich sind, identifiziert werden und die jeweiligen Rückhaltekriterien an diese SSC abzuleiten sind. Dabei kann es SSC geben, für die unterschiedliche Kriterien bezüglich des Normalbetriebs, bei Transienten, Auslegungsstörfällen oder bei auslegungs-überschreitenden Ereignissen zutreffen, wohingegen für andere SSC ausschließlich auslegungsüberschreitende Ereignisse von Belang sind. Die Prüfung und Bestimmung der für die zu erreichende Containment-Wirksamkeit erforderlichen SSC-spezifischen Kriterien umfasst auch die den Reaktor umschließende Gebäudestruktur und, sofern vorhanden, den primären Kühlkreislauf. Sofern ein Design vorliegt, für das gezeigt werden kann, dass die den Reaktor umschließende Gebäudestruktur im Hinblick auf die radiologischen Anforderungen für einzelne

[131] Small Modular Reactor and Non-Light Water Reactor Technical and Policy Issues, https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr.html, Stand 03.12.2020, zuletzt aufgerufen 10.07.2020.

Ereignisse oder eine gesamte Ereigniskategorie nicht benötigt wird, bestehen für diese Struktur diesbezüglich auch keine Containment Anforderungen. Voraussetzungen für die Anwendbarkeit dieses Ansatzes sind (NRC 2018c; 2005):

- Über das Verhalten des Reaktors und Brennstoffs liegen ausreichende und ausreichend experimentell abgesicherte Kenntnisse vor.
- Der Transport der Spaltprodukte über alle Barrieren und Pfade ist adäquat modellierbar.
- Die der Bestimmung der Quellterme zugrundeliegenden Ereignisse decken schwere Abläufe und Design-abhängige Unsicherheiten ab.

- Anwendung probabilistischer Risikoabschätzungen in SMR-Genehmigungsverfahren:

  Nach den Ausführungen im NRC Standard Review Plan (NRC 2015) gilt für probabilistische Risikoabschätzungen, dass

  – eine Analyse und Bewertung des Designs und des Betriebs der Anlage und ihrer Einrichtungen im Hinblick auf die Risiken für die öffentliche Gesundheit und Sicherheit vorzulegen ist,
    - einschließlich der Angabe von im Normalbetrieb und bei Transienten vorhanden Sicherheitsmargen zur Verhinderung und Begrenzung von Störfällen,
    - die die gesamte geplante Betriebsdauer der Anlage einschließlich von Betriebszuständen mit geringer Leistung bzw. im abgeschalteten Zustand umfasst sowie
    - die Bedeutung potenzieller menschlicher Fehler bzw. Einflüsse berücksichtigt;
  – anlagenspezifische Standortparameter berücksichtigt werden müssen (einschließlich der natürlichen und zivilisatorischen Einwirkungen von außen und innen);
  – Störfälle mit Freisetzungen radioaktiver Spaltprodukte eine extrem geringe Wahrscheinlichkeit haben müssen;
  – neben den Ergebnissen und Schlussfolgerungen von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) auch die Ergebnisse von Unsicherheits-, Sensitivitäts- und Importanz-Analysen mit darzulegen sind, wobei
    - insbesondere Sensitivitätsanalysen erfolgen sollen, bei denen Nicht-Sicherheitssysteme nicht mitberücksichtigt werden, sowie
    - insbesondere im Hinblick auf die bei passiven Systemen vorhandenen potenziell vergleichsweise geringen treibenden Kräfte spezifische Unsicherheitsanalysen durchzuführen sind;
  – Kosten-Nutzen-Analysen für verschiede Alternativen für anlageninterne Notfallmaßnahmen mit vorzulegen sind, einschließlich ggf. der Grundlagen für die Nicht-Implementierung von Maßnahmen und schließlich
  – eine Beschreibung und Analyse der vorhandenen Auslegungsmerkmale im Hinblick auf die Verhinderung und Beherrschung von schweren Störfällen zu erfolgen hat.

- Auslegung von Schlüsselkomponenten und Systemen für SMRs:

Anforderungen an solche Komponenten und System sind Design-spezifisch abzuleiten und werden daher generisch nicht weiterverfolgt.

- Anforderungen an das Betriebspersonal für kleine oder Mehr-Modul Anlagen:

  Die U.S. NRC hat mit Schreiben vom 14. Januar 2016 (NRC 2016) Anforderungen an die Anordnung des Kontrollraum und die Anzahl erforderlichen Personals beschrieben. Demnach sind vollständige Analysen entsprechend dem für kerntechnische Anlagen allgemeingültigen U.S. NRC „Human Factors Engineering Program Review Model“ (NRC 2012) vorzulegen, wobei

  – die spezifische Situation, dass ggf. ein Kontrollraum für ein oder mehrere Module vorgesehen ist, zu adressieren ist,

  – und dies auch unter Berücksichtigung der größten anzunehmenden Arbeitsbelastungssituation (wie Feuer in der Anlage während transienter Anlagenbedingungen).

- Betriebsprogramme für kleine oder Mehr-Modul Anlagen:

  Die potenziell neuartigen Auslegungseigenschaften sowie die besonderen Betriebsmerkmale von SMRs erfordern möglicherweise neue oder angepasste Betriebsprogramme zur Aufrechterhaltung einer angemessenen Betriebsüberwachung einschließlich periodischer Prozesse. Hierzu werden generisch die bestehenden Anforderungen an Review-Prozesse als ausreichend angesehen (NRC 2011b).

- Installation eines Moduls in einer bestehenden Mehr-Modul Anlage:

  Die Installation eines weiteren Moduls in eine Mehr-Modul Anlage kann infolge der Nähe zu den bestehenden Modulen zu zusätzlichen Sicherheitsanforderungen führen, beispielsweise infolge der Handhabung schwerer Lasten oder aufgrund von Strahlenschutzbestimmungen, bei Brennstoffwechselvorgängen. Wie in (NRC 2011b) ausgeführt werden diese Fragen Design-spezifisch zu adressieren sein.

- Nuklear erzeugte Prozesswärme für Industrieanlagen:

  Die Nutzung von Prozesswärme in einer benachbart angesiedelten Industrieanlage kann neue technische und regulatorische Fragen aufwerfen. Auch hierzu wird zum derzeitigen Stand generisch auf bestehende Ansätze verwiesen und darauf, dass ggf. spezifische Fragen Design-abhängig zu adressieren sind (NRC 2011b).

- Implementierung des Defense in Depth (DiD)-Konzepts für fortgeschrittene Reaktoren:

  Die U.S. NRC hat die Anwendung des DiD-Konzepts seit langer Zeit als wesentliches Element für die Auslegung und den Betrieb von Kernkraftwerken herangezogen. Es wird jedoch angeführt, dass das Konzept im Wesentlichen auf Basis der Technologie der Leichtwasserreaktoren (LWR) entwickelt wurde und nicht-LWR-Designs andere Herangehensweisen in Bezug auf die Ausbildung der DiD-Barrieren vorsehen. Dies kann sich beispielsweise in der Umsetzung der Redundanzanforderung bei Sicherheitssystemen oder den Anforderungen an das Containment zeigen (siehe oben). Die U.S. NRC wird sich in Abhängigkeit vom jeweiligen SMR-Design im Rahmen konkreter Genehmigungsverfahren dazu äußern, inwieweit präventive oder kompensatorisch mitigative Maßnahmen erforderlich sind (NRC 2010). Für eine systematische bzw. konzeptionelle Fortentwicklung des DiD-Konzepts soll jedoch abgewartet werden, bis

Erfahrungen mit den nächsten LWR-Generationen oder ggf. auch nicht-LWR-Anlagen weltweit vorliegen. Da zudem eine technologisch neutrale Diskussion der DiD-Prinzipien und Zielsetzungen mit (NRC 2013) vorliegt, hat die U.S. NRC beschlossen, zunächst keine Festlegungen oder Kriterien für eine zukünftige DiD-Anwendung vorzunehmen.

Unabhängig davon wird auch für neue Kernkraftwerke auf folgende, beizubehaltende Merkmale des DiD-Konzepts hingewiesen (NRC 2005):

- Potenzielle menschliche Fehlhandlungen sowie das Versagen von Komponenten sind weiterhin derart abzudecken, dass die Wirksamkeit der Barrieren gesichert bleibt, wobei dies auch beabsichtigte und versehentliche Ereignisse umfassen muss.
- Grundsätzlich sollen neben Maßnahmen zur Verhinderung von Störfällen auch Maßnahmen zur Begrenzung der Störfallfolgen in der Auslegung vorgesehen werden.
- Unsicherheiten im Verhalten von Systemen, Strukturen und Komponenten (SSC) sowie in der Modellierung menschlichen Verhaltens sollen abgedeckt werden, so dass die Sicherheitsziele auch bei deren Berücksichtigung erreicht werden.

- Abschätzung der Einwirkungen eines Flugzeugabsturzes:

  Gemäß geltenden Anforderungen für neue Kernkraftwerke (NRC 2009) ist eine spezifische Bewertung der Einwirkungen des Absturzes eines großen kommerziellen Flugzeugs auf die Anlage auf Basis realistischer Annahmen vorzunehmen, wobei zu zeigen ist, dass der Reaktorkern gekühlt, das Containment intakt und die Integrität des Brennelementlagerbeckens erhalten bleibt. In Bezug auf LWR-Konzepte bei SMRs besteht nach Auffassung der U.S. NRC hier derzeit kein Anpassungsbedarf. Für nicht-LWR-Designs könnte es hingegen hilfreich sein, spezifische Aspekte in einer Richtlinie zu adressieren, bspw. wenn ein Großteil der relevanten Komponenten unterirdisch untergebracht ist. Hiermit wird sich die NRC befassen, wenn solche Designs zur Bewertung vorgelegt werden und somit die entsprechenden Auslegungsdaten im Detail vorliegen (NRC 2011b).

Mit Blick auf nicht-LWR-Designs sind neue regulatorische Ansätze von der U.S. NRC zusammenfassend in (NRC 2019) veröffentlicht worden.

Zusammenfassend kann im Hinblick auf die SMR bezogenen regulatorischen Diskussionen bei der U.S. NRC festgestellt werden, dass einerseits verschiedenen methodischen Ansätzen für spezifische Anwendungen bzw. Übertragungen bestehender Sicherheitsanforderungen auf SMR-Konzepte zugestimmt wurde. Dies betrifft beispielsweise die Containmentfunktion, probabilistische Risikoabschätzungen oder Anforderungen an das Betriebspersonal. Wesentliche Fragen werden jedoch erst im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens für ein konkretes SMR-Konzept zu klären sein, wie insbesondere die angepasste Anwendung des Defense in Depth (DiD)-Konzepts.

4.1.5 Finnland

Die finnische Aufsichtsbehörde (STUK) hat einen Bericht zu Sicherheitsanforderungen und zur Lizensierung von SMRs veröffentlicht (STUK 2019). Angesichts der internationalen Entwicklungen und der Erwartungen der Hersteller, ihre SMR-Konzepte weltweit vermarkten zu können, sei es Aufgabe der Aufsichtsbehörde, sich mit der erforderlichen Sicherheit und Genehmigungsfragen zu beschäftigen.

Der STUK Bericht weist zunächst übergeordnet darauf hin, dass die in den Vorschriften und Sicherheitsrichtlinien der STUK enthaltenen Sicherheitsanforderungen für alle Kernkraftwerke, deren Standorte und Betriebsorganisationen sowie weitere Vorgaben (wie Sicherungs- und Notfall-Maßnahmen, Management des nuklearen Abfalls, Safeguards- und Strahlenschutz-Maßnahmen) gelten. Die Anforderungen gelten laut STUK zunächst unabhängig von der Art oder Größe des Kraftwerks. Der STUK Bericht gibt hierzu folgende Beispiele:

- Ein Beispiel für eine technische Anforderung an ein Kernkraftwerk ist: „Ein Beton-Containment ist mit einem leckdichten Stahlliner auszukleiden."
- Ein Beispiel für eine Anforderung an den Standort ist: „In der Umgebung des Kernkraftwerks dürfen keine Aktivitäten stattfinden, die zu einer Gefährdung des Kraftwerks führen können."
- Ein Beispiel für eine Anforderung an die Auslegung der Anlage in Bezug auf den Anlagenstandort ist: „Natürliche Phänomene, die am jeweiligen Standort auftreten können, müssen bei der Auslegung der kerntechnischen Anlage berücksichtigt werden."
- Ein Beispiel für eine organisatorische Anforderung ist: „Sicherheitsrelevante Funktionen müssen ausgewiesen sein. Die Kompetenz der Personen, die in diesen Funktionen tätig sind, ist nachzuweisen."

Unter dem Merksatz „Die Sicherheit jedes neuen Reaktortyps muss zuverlässig nachgewiesen werden" verweist der STUK Bericht sodann auf Folgendes:

- Die Sicherheit von großen wie von kleinen Kernkraftwerken basiert funktionell und strukturell auf dem Defence in Depth (DiD)-Konzept. Die Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung ist dabei mittels gestaffelter Barrieren zu begrenzen, wobei die Integrität der Barrieren mittels mehrerer voneinander unabhängigen Sicherheitsfunktionen sicherzustellen ist.
- In vielen SMR-Konzepten soll die Sicherheit der Anlage durch Sicherheitsfunktionen erfolgen, die weder menschliche Eingriffe noch aktive beziehungsweise durch elektrische Einrichtungen ausgelöste Maßnahmen benötigen, d. h. durch passive Maßnahmen. Von einigen Anlagenherstellern wird angeführt, dass durch die in ihren Konzepten erreichte hohe Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen, basierend auf grundlegenden physikalischen Naturgesetzen, bspw. ein Containment-Gebäude zum Einschluss der radioaktiven Substanzen nicht mehr benötigt werde. Das mit diesen Anlagen einhergehende geringe Risiko (bedingt bspw. durch passive Sicherheit und ein geringeres Aktivitätsinventar) erlaube für solche Anlagen auch Standorte in der Nähe von Besiedlungsgebieten.
- Die Sicherheit von SMRs wird auch dadurch versucht zu erhöhen, indem die Möglichkeiten, dass es zu Störfällen in der Anlage kommt, reduziert werden sollen (bspw. durch eine Verringerung von Möglichkeiten für Lecks in Leitungen oder speziell in Salzschmelze- oder gasgekühlten Reaktoren durch die Möglichkeit einer flexiblen Zugabe von Brennstoff während des Betriebs). Dabei ist jedoch zu beachten, dass neue technische Ansätze wiederum auch zu neuen Störfallszenarien bzw. Herausforderungen in anderen Bereichen der nuklearen Sicherheit führen können, auch beispielsweise im Bereich von Safeguards-Maßnahmen.
- Die Wirksamkeit und Angemessenheit des DiD-Konzepts ist durch experimentelle Versuche, Berechnungen und andere Untersuchungen der konkreten Anlagenauslegung abzusichern. (…) Für die Absicherung der Sicherheit von SMRs bedarf es möglicherweise neuer Verfahren und

Methoden, bspw. im Hinblick auf experimentelle Validierung, Berechnung, Messung und Inspektionstechniken.

- Die Sicherheit einer Reaktoranlage umfasst zudem weitere Prozesse und Maßnahmen. Auch die Herstellung, Handhabung und der Transport von Brennstoff, die Handhabung anderer Materialien sowie von abgebranntem Brennstoff und nuklearen Abfällen muss sicher erfolgen. Die Sicherheit der Anlage umfasst daher auch die Herstellung und den Zusammenbau. Weiterhin müssen die Betriebsbedingungen während der gesamten Laufzeit der Anlage überwacht werden können. Alles dieses erfordert Design-Lösungen und eine entsprechende Infrastruktur. (…) Beispielsweise werden neue Materialen oder Brennstofftypen neue Produktionsanlagen erfordern. Die Entwicklung und Bewertung solcher neuartiger Design-Lösungen wird große Forschungsanstrengungen zur Bereitstellung der benötigten Daten und Erfahrungen bedürfen.

- Die in Finnland bestehenden Anforderungen an die Sicherheit und an den Nachweis der Sicherheit wurden für große wassergekühlte Reaktoren entwickelt. Es ist daher erforderlich, dass die bestehenden Sicherheitsanforderungen überprüft und möglicherweise in Bezug auf die Größe und die Reaktortechnologie angepasst werden. Je mehr die angestrebten Materialen und Technologien sich von den Heutigen unterscheiden, desto weniger Daten dürften für die dafür erforderliche Infrastruktur vorhanden sein und desto mehr Entwicklungsarbeiten werden benötigt werden. Vor diesem Hintergrund wird ein Sicherheitsnachweis für solche Anlagen, die den heutigen mehr ähneln, als leichter machbar eingeschätzt, d. h. wassergekühlten SMRs wird eher die Chance für eine kommerzielle Nutzung in Finnland eingeräumt als anderen Konzepten.

Zusammenfassend stellt der Bericht fest, dass innerhalb der kommenden 10 Jahre neue Kernkraftwerke, einschließlich von SMRs, für eine Markteinführung angeboten werden dürften. Aus Sicht der nuklearen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde sind SMRs als Kernkraftwerke einzustufen, die sicher sein müssen, wofür der Genehmigungsinhaber die Verantwortung trägt.

Weitergehende bzw. konkretisierende Sicherheitsanforderungen von finnischer Seite konnten im Rahmen diese Gutachtens nicht identifiziert werden.

4.1.6 Haftung

Neben Fragen der sicherheitstechnischen Anforderungen an neue Reaktorkonzepte stellen sich auch vielfältige Fragen hinsichtlich der Haftung von Betreibern oder Herstellern im Falle von Unfällen. An dieser Stelle kann nur auf einige der relevanten Aspekte eingegangen werden.

Mit der Verlagerung der Entwicklung der Kernenergie vom öffentlichen auf den privaten Sektor in den 1950er Jahren wurde in den USA das heutige System der Haftung beim Betrieb von Kernkraftwerken entwickelt (Price-Anderson-Gesetz). Angesichts einer neuartigen Technologie, die katastrophale Risiken birgt, wollten die Betreiber der Anlagen, die Zulieferer und die Versicherungswirtschaft keine umfassende Verantwortung wie in sonst üblicher Weise übernehmen. Als wesentlicher Grund für die etablierte Nuklearhaftung ist der Schutz der Reaktorhersteller und Zulieferer vor einer Haftung zu sehen, die stattdessen alleine dem Reaktorbetreiber auferlegt wird (Blaise und Stensil 2020). Es ist bei Kernkraftwerken international üblich, in Zusammenhang mit der Haftung des Betreibers Obergrenzen festzulegen, bis zu denen der Betreiber einen Versicherungsschutz nachweisen muss. Einen internationalen Überblick über den in einzelnen Staaten geforderten Versicherungsschutz gibt eine Zusammenstellung der OECD-NEA (NEA 2020a). Die Höhen des notwendigen Versicherungsschutzes sind deutlicher niedriger als die Höhe

der bei Ereignissen der INES-Stufe 7 zu erwartenden Schäden. Da auch in Drittstaaten bedeutsame Schäden bei Unfällen in Nuklearanlagen möglich sind, gibt es Übereinkommen wie das Übereinkommen vom 29. Juli 1960 über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie (sog. Pariser Übereinkommen) oder das Wiener Übereinkommen vom 21. Mai 1963.

Für die Haftung bei SMRs ist eine neue Diskussion entstanden, da die Voraussetzungen, die zu den derzeitigen Haftungsprinzipien bei großen Kernkraftwerken geführt haben, nicht mehr gegeben sein müssen. Wenn von einem SMR-Design behauptet wird, dass aufgrund passiver Sicherheit Unfälle mit schwerwiegenden Folgen außerhalb des Anlagengeländes ausgeschlossen werden können, könnte auch eine Deckungsvorsorge vom Betreiber verlangt werden, die alle Schäden in voller Höhe abdeckt. Bei einer umfangreichen Vorfertigung von Teilen und insbesondere Großkomponenten eines modularen SMR beim Hersteller kann ggf. auch bei diesem eine höhere Verantwortung und entsprechende Haftung gesehen werden.

Die Diskussion, wie zukünftige Ausgestaltungen der Haftung bei SMR aussehen könnten, ist international noch im Gange. Bei der IAEA gibt es die „International Expert Group on Nuclear Liability“ (INLEX), die sich mit Haftungsfragen befasst.[132] Es muss davon ausgegangen werden, dass noch ein längerer Zeitraum nötig ist, bis verbindliche Regelungen in einzelnen Staaten vorliegen. Darüber hinaus wären auch die internationalen Übereinkommen zu Haftungsfragen anzupassen.

4.2 Genehmigungs- und Typprüfungen

In verschiedenen Ländern wurden beziehungsweise werden Konzepte für SMRs durch die jeweiligen atomrechtlichen Aufsichtsbehörden geprüft. Genehmigungen für Kernkraftwerke umfassen dabei typischerweise mehrere Stufen. So werden je nach Land Standortgenehmigungen, Baugenehmigungen, Betriebsgenehmigungen oder Kombinationen solcher Genehmigungen erteilt.

Unabhängig von einer konkreten Reaktoranlage beziehungsweise einem konkreten Standort können auch sogenannte Designgenehmigungen erteilt werden, bei denen das grundsätzliche Konzept eines SMR begutachtet wird. Auch bei Vorliegen einer Designgenehmigung sind jedoch die sonstigen Genehmigungsschritte (Standort, Bau und Betrieb) weiterhin erforderlich.

Zur Vorbereitung auf formale Genehmigungsverfahren werden in verschiedenen Ländern sogenannte Vorprüfungen (Pre-Licensing) zu den einzelnen Genehmigungsschritten, insbesondere zu den Designgenehmigungen angeboten.

Im Folgenden wird der Stand der bisherigen Genehmigungs- und Vorprüfverfahren zu SMR-Konzepten zusammengefasst. Dabei fokussiert sich die Darstellung auf Verfahren der Aufsichtsbehörden der USA und Kanadas, da hier umfassende Informationen in veröffentlichter Form allgemein zugänglich vorliegen. Auch stellt insbesondere das US-amerikanische Regelwerk für viele gegenwärtig Kernenergie nutzende Länder eine Grundlage für eigene Regelwerke dar, so dass Genehmigungsanforderungen aus den USA vielfach als Grundlage für Genehmigungsanforderungen in anderen Ländern herangezogen werden.

[132] https://www.iaea.org/about/organizational-structure/offices-reporting-to-the-director-general/office-of-legal-affairs/international-expert-group-on-nuclear-liability-inlex, zuletzt aufgerufen 29.01.2021.

4.2.1 USA

Für den Bau und Betrieb eines Kernreaktors ist in den USA eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung (Combined License, COL) durch die U.S. NRC erforderlich. Daneben vergibt die U.S. NRC Designgenehmigungen (Design Certifications, DC). Durch diese genehmigt die U.S. NRC ein konkretes Reaktorkonzept, ohne dass hiermit bereits eine Bau- oder Betriebsgenehmigung verbunden wäre. Eine DC ist für 15 Jahre gültig und kann für weitere 10 bis 15 Jahre verlängert werden.[133] Die USA unterscheidet im Rahmen ihrer Genehmigungsaktivitäten zwischen Leichtwasserreaktor-Konzepten und nicht-Leichtwasserreaktor-Konzepten.

4.2.1.1 Leichtwasser-Reaktorkonzepte

Eine Übersicht zu bisherigen Genehmigungsaktivitäten für SMR-Konzepte vom Typ Leichtwasserreaktor gibt Tabelle 4-1. NuScale Power, LLC hat für sein NuScale-SMR-Design (vgl. Anhang 6.2.1.5) als einziger SMR-Entwickler in den USA bisher eine Designgenehmigung beantragt (NRC 2020j). Mittlerweile soll das NuScale-Konzept statt ursprünglich 50 MW_e für eine Leistung von 60 MW_e pro Reaktor ausgelegt werden (NuScale720 umfasst 12 Reaktoren mit jeweils 60 MW_e). Weitere Entwickler haben verschiedene Vorstufen im Genehmigungsprozess durchlaufen oder befinden sich in entsprechenden Prozessen. So hat die U.S. NRC Vorprüfungen für das mPower-Design der Firma BWXT (vgl. Anhang 6.2.1.4) durchgeführt (NRC 2020i). Begrenzte Aktivitäten wurden bislang auch für das SMR-160 Konzept (vgl. Anhang 6.2.1.8) der Firma Holtec (NRC 2020o) sowie für das BWRX-300-Konzept (vgl. Anhang 6.2.1.1) von GEH (NRC 2020l) durchgeführt.

Zusätzlich zu den Designgenehmigungsaktivitäten hat die Tennessee Valley Authority (TVA) im Mai 2016 einen Antrag auf frühzeitige Standortgenehmigung (Early Site Permit, ESP) für die Clinch River Nuclear Site zur Errichtung von zwei oder mehr SMR-Modulen mit einer Gesamtleistung von bis zu 800 MW_e (2.420 MW_{th}) eingereicht (NRC 2020k). Diesem Antrag wurde kein konkretes Reaktorkonzept zugrunde gelegt, jedoch verschiedene, den Standort betreffende Randbedingungen definiert, die von später auszuwählenden Reaktorkonzepten einzuhalten wären. Die ESP wurde am 19.12.2019 erteilt.[134] TVA hat eine Absichtserklärung (MoU) mit dem Oak Ridge National Laboratory und der University of Tennessee, Knoxville abgeschlossen, um weitere Untersuchungen zur Errichtung von SMRs am Standort Clinch River durchzuführen.[135]

[133] https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert.html, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[134] https://www.nrc.gov/docs/ML1935/ML19352D868.pdf, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[135] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/TVA-and-University-of-Tennessee-agree-SMR-collabor, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

Tabelle 4-1: Genehmigungsaktivitäten der U.S. NRC im Zusammenhang mit Leichtwasserreaktor SMR-Konzepten

System	Antrag	Antragsteller
NuScale	Design Certification	NuScale Power, LLC
NuScale720	Standard Design Approval (SDA), Pre-Application	NuScale Power, LLC
BWRX-300	Pre-Application	GE-Hitachi Nuclear Energy (GEH)
mPower	Pre-Application	BWXT mPower, Inc.
SMR-160	Pre-Application	SMR, LLC, a Holtec International Company
Kein spezifisches Konzept	Early Site Permit (ESP)	Tennessee Valley Authority

Quelle: (NRC 2020n)

NuScale

Die Firma NuScale Power hat am 31.12.2016 einen Antrag auf Designgenehmigung für das NuScale Konzept (vgl. Anhang 6.2.1.5) bei der U.S. NRC gestellt. Der Antrag wurde für ein Design mit einer thermischen Leistung von 160 MW_{th} und einer elektrischen Leistung von 50 MW_e pro Reaktor gestellt, eine Anlage soll aus 12 Modulen mit einer Anlagenleistung von insgesamt 600 MW_e bestehen (NRC 2020j).

Nach Angaben von NuScale hat die Firma über 500 Mio. USD für die Erstellung der Genehmigungsunterlagen aufgewendet, mehr als 2 Mio. Arbeitsstunden wurden investiert.[136]

Der Aufbau des Reaktors und das Sicherheitskonzept sind in (NuScale Power 2020c) beschrieben. Demnach handelt es sich um einen integralen Druckwasserreaktor. Die Wärme aus dem Primärkreislauf soll über einen helikalen Dampferzeuger, der im Reaktordruckbehälter integriert ist, an den sekundären Kühlkreislauf übertragen werden. Damit entfallen große Rohrleitungen und deren Anschlüsse für einen primären Kühlkreislauf. Der Reaktordruckbehälter soll in einem Containment untergebracht sein, das sich zum Zweck der Containment-Kühlung in einem Wasserreservoir befindet. Zur Störfallbeherrschung (Abschaltung des Reaktors und Nachwärmeabfuhr) soll keine elektrische Energieversorgung erforderlich sein.

Die Funktion und der Aufbau der Sicherheitssysteme sind in (NuScale Power 2020b) beschrieben. Als Ergebnis der probabilistischen Sicherheitsanalyse wird ein Wert der Kernschadenshäufigkeit von $3*10^{-10}$ pro Reaktorjahr, für eine große Freisetzung ein Wert von $2{,}3*10^{-11}$ pro Reaktorjahr angegeben. Im Rahmen von mitigativen Notfallmaßnahmen werden für das NuScale-Design eine Außenkühlung des Reaktordruckbehälters und eine Containment-Kühlung angeführt (NuScale Power 2020d). Eine anlagenexterne Notfallplanung ist nicht Gegenstand des NuScale-Designantrags (NuScale Power 2020a).

Ende August 2020 hat die U.S. NRC den abschließenden Sicherheitsbericht (Final Safety Evaluation Report, FSER) vorgelegt (NRC 2020d). Damit kann die U.S. NRC ein Gesetzgebungsverfahren zur

[136] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/NuScale-SMR-receives-US-design-certification-appro, zuletzt aufgerufen 31.12.2020.

Erteilung der Designgenehmigung einleiten. Der FSER der U.S. NRC umfasst für das NuScale-Konzept drei nicht abgeschlossene Punkte (NRC 2020e, 1-13):

> *"(1) the shielding wall design in certain areas of the plant …;*
>
> *(2) the potential for containment leakage from the combustible gas monitoring system …; and*
>
> *(3) the ability of the steam generator tubes to maintain structural and leakage integrity during density wave oscillations in the secondary fluid system, including the method of analysis to predict the thermal-hydraulic conditions of the steam generator secondary fluid system and resulting loads, stresses, and deformations from density wave oscillations reverse flow …"*

Es bestehen demnach noch offene Fragen zu Aspekten der Abschirmung, der Containment-Funktion und zum Design des neuartigen helikalen Dampferzeugers. Auch das „Advisory Committee on Reactor Safeguards" (ACRS) hat diese Punkte in seinem Bericht zum FSER diskutiert (ACRS 2020a). Speziell zu Problemen mit dem Dampferzeuger hat das ACRS in (ACRS 2020b) festgestellt:

- Auf der Sekundärseite des helikalen Dampferzeugers kann es zu Dichteschwankungen (density wave oscillations, DWO) kommen. Diese können auch zu thermomechanischen Beanspruchungen führen.
- Das vorgesehene Strukturmaterial des Dampferzeugers (Legierung 690TT) kann beschleunigte Korrosion aufweisen. Dies betrifft den Verschleiß der Heizrohre (tube wear) bei Vibrationen zwischen Heizrohren und Halterungen.

Für das neuartige Design des Dampferzeugers, bei dem innerhalb der Dampferzeugerheizrohre das sekundärseitige Kühlmittel verdampft wird, sei von NuScale als auslegungsbestimmendes Ereignis ein Kollaps eines Heizrohres angenommen worden. Dabei sei der mögliche Übertrag von primärseitigem Kühlmittel in das Sekundärsystem begrenzt. Nach Einschätzung des ACRS muss es sich hierbei jedoch nicht zwingend um den abdeckenden Störfall handeln. Auch seien der abdeckende Charakter sowie die Übertragbarkeit von experimentellen Nachweisen (SIET-TF2 Instabilitäts-Test) auf die reale Reaktoranlage mit Unsicherheiten behaftet.

Diese Probleme werden nach Einschätzung des ACRS bis zum Bau und Betrieb einer Prototypanlage als Unsicherheiten bestehen bleiben.

Die ACRS hat der Erteilung eines positiven FSER durch die NRC zugestimmt. In einem zusätzlichen Kommentar in (ACRS 2020b) hat ein Mitglied des aus zehn Personen zusammengesetzten ACRS allerdings darauf hingewiesen, dass dieses Defizit bei der Auslegung der integrierten Dampferzeuger auch aufgrund ihrer besonderen Bedeutung für die Containment-Integrität vor einer technischen Lösung keinen positiven FSER erlauben würde.

Auf einen weiteren offenen Aspekt wird von einem Mitarbeiter des Office of Nuclear Reactor Regulation der U.S. NRC in der Analyse „Evaluation of NuScale Post ECCS Actuation Boron Dilution Events" (Office of Nuclear Reactor Regulation 2020) hingewiesen. Demnach habe die bisherige Analyse durch NuScale ein führendes Rekritikalitätsereignis (De-Borierungs-Störfall) nicht erfasst. Dabei sei ein prompt-überkritischer Zustand mit Kernzerstörung mit einer relevanten probabilistischen Häufigkeit zu erwarten:

> *"It is author's view that the reactor could reach fuel failure and prompt criticality condition for a wide range of initial conditions. The CDF could be between 0.33E-4 to 0.33E-6 without any other new design changes or analyses to justify otherwise."*

Trotz positivem FSER verbleiben damit wichtige offene Aspekte bezüglich der Sicherheit des NuScale-Designs in der von der U.S. NRC begutachteten Design-Variante, die gegebenenfalls im Zusammenhang mit einem Antrag auf Bau- und Betriebsgenehmigung zu behandeln wären.

NuScale720

Neben ihrem Antrag auf Designgenehmigung für das NuScale-Konzept mit einer Reaktorleistung von 50 MW_e hat die Firma NuScale Power LLC. im dritten Quartal 2019 auch einen Antrag auf Vorprüfung für ein NuScale720-Konzept bei der U.S. NRC gestellt (NRC 2020p). Abweichend vom NuScale-Konzept soll ein NuScale720-Reaktor eine thermische Leistung von 200 MW_{th} und eine elektrische Leistung von 60 MW_e aufweisen, eine Anlage soll aus 12 Modulen mit einer Gesamtleistung von 720 MW_e bestehen. Die Antragsunterlagen zur Designprüfung sollen im vierten Quartal 2021 eingereicht werden.

Welche Unterschiede sich zum bisherigen Sicherheitsnachweis für dieses NuScale-Design aufgrund der veränderten Reaktorleistung ergeben, ist zum gegenwärtigen Zeitpunkt offen. Grundsätzlich können von einer geänderten Reaktorleistung jedoch alle Störfallnachweise und damit das gesamte Sicherheitskonzept einer Anlage beeinflusst werden.

BWRX-300

Die Firma GE-Hitachi Nuclear Energy (GEH) hat in 2019 Unterlagen zur Vorprüfung für ihr BWRX-300 Design eingereicht (NRC 2020l). Beim BWRX-300 handelt es sich um einen Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 300 MW_e, vgl. Anhang 6.2.1.1. Das Design basiert auf dem bereits von der U.S. NRC lizensierten Economic Simplified BWR (ESBWR) mit einer elektrischen Leistung von 1.520 MW_e.

Zum BWRX-300 wurden Berichte zu den Themen Reaktordruckbehälter-Abschluss und Überdruckabsicherung, Containment-Performance und Überprüfungsmethodik sowie zur Reaktivitätskontrolle eingereicht.

Zum Thema Reaktordruckbehälter-Abschluss und Überdruckabsicherung hat die U.S. NRC keine offenen Fragen identifiziert jedoch festgestellt, dass das Design des BWRX-300 zum gegenwärtigen Zeitpunkt noch nicht fertiggestellt ist, so dass eine Entscheidung über die Genehmigungsfähigkeit erst zu einem späteren Zeitpunkt getroffen werden kann (NRC 2020a). Für die anderen Themenbereiche liegen noch keine Ergebnisse der Prüfung vor.

mPower

Für das mPower-Konzept (vgl. Anhang 6.2.1.4) der Firma BWXT wurde im Juli 2009 mit einer Vorprüfung des Konzepts begonnen, die Aktivitäten wurden jedoch in 2014 eingestellt. Das Konzept sah zum damaligen Zeitpunkt einen integralen Druckwasserreaktor mit einer thermischen Leistung von 530 MW_{th} und einer elektrischen Leistung von 180 MW_e vor (NRC 2020i). Von BWXT wurden zwischen 2011 und 2013 drei Topical Reports und 16 Technical Reports eingereicht, eine Beschreibung des Reaktorkonzepts wurde mit (B&W 2010) eingereicht. Angaben zu anlageninternem oder -externem Notfallschutz sind darin nicht enthalten.

SMR-160

Die Firma SMR LLC., eine Tochtergesellschaft von Holtec International, hat eine Vorprüfung ihres SMR-160-Konzepts beantragt, vgl. Anhang 6.2.1.8. Bei diesem Konzept handelt es sich um einen Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 160 MW_e (NRC 2020o). Eine Korrespondenz zu dieser Vorprüfung wurde in den Jahren 2013 bis 2015 geführt. Als einzige eingereichte Unterlage ist ein Topical Report zum Thema „Quality Assurance Program" gelistet. Zum aktuellen Status dieser Vorprüfung gibt es auf der Internetseite der U.S. NRC keine Aussagen.

Sonstige Aktivitäten im Rahmen von Vorprüfungen

Nach Angaben in (IAEA 2020a) wurden auch zum Westinghouse-SMR-Konzept der Firma Westinghouse Vorprüfungen durch die U.S. NRC vorgenommen, vgl. Anhang 6.2.1.9. Danach hat Westinghouse bereits 2012 Vorprüfunterlagen eingereicht. Darin wurde ein Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leck-Querschnitt (small-break LOCA) analysiert und die Prüfstrategie zum Nachweis der Wirksamkeit der Sicherheitssysteme für dieses Ereignis beschrieben. De U.S. NRC habe hierzu im Februar 2015 einen positiven „Safety Evaluation Report" veröffentlicht. Mit Stand Ende 2020 finden sich hierzu unter (NRC 2020n) jedoch keine weiteren Verweise.

4.2.1.2 Nicht-Leichtwasser-Reaktorkonzepte

Weitere Genehmigungsaktivitäten der U.S. NRC betreffen SMR-Konzepte für nicht-Leichtwasser-Reaktorkonzepte (NRC 2020g), vergleiche Tabelle 4-2.

Im März 2020 hat Oklo Inc. für sein Aurora-Konzept (vgl. Anhang 6.2.6.1) als erster und bislang einziger Hersteller eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung (Combined License, COL) für ein SMR-Konzept beantragt. Eine COL wird für ein konkretes Reaktorkonzept an einem konkreten Standort ausgestellt und bleibt für bis zu 40 Jahre gültig. Der Antrag der Oklo Inc. sieht vor, einen Aurora-Reaktor am Standort des Idaho National Laboratory zu errichten.[137]

Daneben wurden formale Vorprüfschritte für das EM^2-Konzept (vgl. Anhang 6.2.4.5) der Firma General Atomics, für das eVinci-Konzept (vgl. Anhang 6.2.6.2) der Firma Westinghouse, für das IMSR-Konzept (vgl. Anhang 6.2.5.1) der Firma Terrestrial Energy, für das KP-FHR-Konzept der Firma Kairos Power, für das MCFR-Konzept der Firma TerraPower sowie das Xe-100-Konzept (vgl. Anhang 6.2.3.5) der Firma X-Energy eingereicht.

[137] https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col.html, Stand 28.08.2020, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.

Tabelle 4-2: Genehmigungsaktivitäten der U.S. NRC im Zusammenhang mit nicht-Leichtwasserreaktor SMR-Konzepten

System	Antrag	Antragsteller
Aurora	Combined License (COL)	Oklo Power LLC
EM²	Pre-Application	General Atomics
eVinci	Pre-Application	Westinghouse Electric Company
IMSR	Pre-Application	Terrestrial Energy USA Inc.
KP-FHR	Pre-Application	Kairos Power LLC
MCFR	Pre-Application	TerraPower, LLC
Xe-100	Pre-Application	X-Energy LLC

Quellen: (NRC 2020g) und https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col.html Stand 28.08.2020, zuletzt abgerufen 20.01.2021

Aurora

Am 11.03.2020 hat die Firma Oklo Power Inc. eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung (combined licence, COL) für einen Mikroreaktor vom Typ Aurora beantragt, vgl. Anhang 6.2.6.1. Nach (NRC 2020h) soll der Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum unter Verwendung eines metallischen Uran-Zirkonium-Brennstoffs bei einer Anreicherung von 19,75% (HALEU) betrieben werden. Der Reaktor soll unterirdisch errichtet werden.

Der Aufbau des Reaktors und das Sicherheitskonzept sind in (Oklo 2020a) beschrieben. Der Reaktor soll eine thermische Leistung von 4 MW_{th} und eine elektrische Leistung von 1,5 MW_e aufweisen. Die Wärmeabfuhr bei Stör- und Unfällen soll rein passiv über Heat-Pipes (Wärmerohre) sowie Wärmeleitung und Wärmestrahlung der Strukturen des Reaktors erfolgen. Die Stromerzeugung im Leistungsbetrieb wird über einen CO_2-Kühlkreislauf gewährleistet. Aufgrund des geringen radiologischen Inventars und eines Ausschlusses von signifikanten Freisetzungen bei allen betrachteten Ereignisabläufen beantragt Oklo eine Ausnahmeregelung für die Notwendigkeit von externen Notfallschutzmaßnahmen (Oklo 2020b). Weitere Informationen zum Stand des Verfahren liegen nicht vor.

EM²

Von General Atomics wurde formal ein Pre-Licensing-Verfahren für das EM²-Konzept beantragt, vgl. Anhang 6.2.4.5. Dieses sollte laut Stand 02.12.2020 in 2020 beginnen. Neuere Informationen oder eingereichte Unterlagen zum Reaktor-Konzept liegen nicht vor.[138]

eVinci

Von der Firma Westinghouse Electric Company wurde formal ein Pre-Licensing-Verfahren für das eVinci-Konzept beantragt, vgl. Anhang 6.2.6.2. Eine Aufnahme von Gesprächen zwischen der U.S. NRC und Westinghouse sei geplant. Neuere Informationen oder eingereichte Unterlagen zum Reaktor-Konzept liegen nicht vor.[139]

[138] https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/genatom.html, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.
[139] https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/evinci.html, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.

IMSR

Von Terrestrial Energy USA Inc. wurde formal ein Pre-Licensing-Verfahren für das IMSR-Konzept beantragt, vgl. Anhang 6.2.5.1. Mit der Vorprüfung wurde im Oktober 2019 begonnen.[140]

Die im Rahmen der Vorprüfung bisher eingereichten Unterlagen adressieren die Themenfelder der Reaktorauslegung (Core-Unit Definition), der Schnittstellen zu weiteren Reaktor-Systemen (Interfaces between Core-Unit and Reactor Auxiliary Building), der Design-Grundsätze (Principal Design Criteria) sowie der postulierten auslösenden Ereignisse (postulated initiating events) für den IMSR.[141]

Der Aufbau des Reaktors und das Sicherheitskonzept sind in (Terrestrial Energy 2020) beschrieben. Demnach handelt es sich beim IMSR (vgl. Anhang 6.2.5.1) um einen Salzschmelzereaktor, der auf den Entwicklungen des Oak Ridge Laboratory zwischen den 1950er und 1980er Jahren, insbesondere dem Molten Salt Reactor Experiment (MSRE, vgl. Anhang 6.2.5.2), aufbaut. Der Reaktor soll eine thermische Leistung von ca. 440 MW_{th} und eine elektrische Leistung von ca. 195 MW_e aufweisen. Zusätzlich soll er Prozesswärme bei ca. 600°C bereitstellen können. Angaben zu anlageninternem oder -externem Notfallschutz sind nicht enthalten.

Gemäß (WNA 2020) handelt es sich beim IMSR um das erste Reaktorkonzept, bei dem die technische Begutachtung gemeinsam von der U.S. NRC und der kanadischen CNSC, vgl. Kapitel 4.2.2, durchgeführt wird.

KP-FHR

Die Firma Kairos Power hat formal ein Pre-Licensing-Verfahren für das KP-FHR-Konzept beantragt. Mit der Vorprüfung wurde im November 2018 begonnen.[142] Beim KP-FHR-Konzept handelt es sich demnach um einen Salzschmelze-gekühlten Hochtemperaturreaktor. Der Brennstoff soll in Form von TRISO-Brennelementen in einer Kugelhaufen-Konfiguration vorliegen.

Der Aufbau des Reaktors und das Sicherheitskonzept sind in (Kairos Power LLC 2018) beschrieben. Danach soll der Einschluss der Radioaktivität im Wesentlichen durch die Kombination aus dem TRISO-Brennstoff und der Verwendung einer Salzschmelze als Kühlmittel und die damit verbundene Rückhaltefähigkeit von aus den TRISO-Brennelementen ggf. freigesetzten Radionukliden erreicht werden. Damit sei eine Freisetzung von Radionukliden nach außerhalb des Anlagengeländes nicht zu unterstellen. Angaben zu anlageninternem oder -externem Notfallschutz sind nicht enthalten. Aktuelle Angaben zum Stand der Vorprüfung liegen nicht vor.

MCFR

Die U.S. NRC hat geplant, mit einer Vorprüfung des MCFR-Konzepts (Molten Chloride Fast Reactor) der Firma TerraPower, LLC im Jahr 2019 zu beginnen. Neuere Informationen oder eingereichte Unterlagen zum Reaktor-Konzept liegen nicht vor.[143]

[140] https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/imsr.html, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.
[141] https://adams.nrc.gov/wba/?data=(mode:sections,sections:(filters:(public-library:!t),options:(within-folder:(enable:!f,insubfolder:!f,path:%27%27)),properties_search_all:!(!(DocketNumber,eq,%2799902076%27,%27%27))))&qn=New&tab=advanced-search-pars&z=0, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.
[142] https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/kairos.html, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.
[143] https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/mcfr.html, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.

Xe-100

Die Firma X-Energy hat formal ein Pre-Licensing-Verfahren für das Xe-100-Konzept beantragt, vgl. Anhang 6.2.3.5. Mit der Vorprüfung wurde im September 2018 begonnen.[144] Beim Xe-100 handelt es sich danach um ein Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor-Konzept mit einer thermischen Reaktorleistung von 200 MW_{th} und einer elektrischen Leistung von 75 MW_e. Jeweils vier Reaktormodule sollen eine Gesamtanlage mit ca. 300 MW_e bilden.

Die im Rahmen der Vorprüfung bisher eingereichten Unterlagen adressieren die Themenfelder Reaktordruckbehälter (Reactor Pressure Vessel Construction Code Assessment), Qualitätssicherung (Quality Assurance Program) sowie Quelltermberechnungen (Source Term Verification and Validation).[145] Aktuelle Angaben zum Stand der Vorprüfung liegen nicht vor.

Sonstige Aktivitäten im Rahmen von Vorprüfungen

Die U.S. NRC hat bereits verschiedene nicht-Leichtwasser-Reaktorkonzepte im Rahmen von Genehmigung- und Vorprüfungsuntersuchungen bewertet, von denen einige auch im Zusammenhang mit SMR-Konzepten stehen (NRC 2020m).

Bereits 1961 wurde der Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor (PBMR) Peach Bottom (vgl. Anhang 6.2.3.3) in den USA untersucht und genehmigt (AEC 1961). Ein vorläufiger Sicherheitsbericht für das MHTGR-Konzept eines Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor stammt aus dem Jahr 1989 (NRC 1989).

Sich ergebende regulatorische Fragestellungen bei der Genehmigung des MHTGR sowie des Reaktorkonzepts PRISM (vgl. Anhang 6.2.4.6) wurden in (NRC 1993) diskutiert. In 1994 erfolgte ein vorläufiges Design-Review des damaligen PRISM-Konzepts (vgl. Anhang 6.2.4.6) durch die U.S. NRC (NRC 1994). Der damalige Prüfmaßstab war, dass fortgeschrittene Reaktorkonzepte zumindest denselben Grad an Schutz für die Bevölkerung und die Umwelt bieten müssen wie die damals in Entwicklung befindlichen Leichtwasserreaktoren wie zum Beispiel der Advanced Boiling Water Reactor von GE Hitachi.

Für das PRISM-Konzept wurde zum damaligen Zeitpunkt festgestellt, dass es in acht Bereichen von den regulatorischen Anforderungen an bisherige LWR abweichen würde. Dies betraf die Themenfelder Unfallanalysen, Quelltermbestimmung, Funktionalität des Containments, Notfallplanung, Personalplanung, Nachwärmeabfuhr, positiver Dampfblasen-Koeffizient (Void-Koeffizient) des Natriums sowie der Aufbau der Warte und eines externen Notfallzentrums. Hierfür hat die U.S. NRC vorläufige Prüfkriterien angewendet. Die U.S. NRC hatte zum damaligen Zeitpunkt keine Aspekte festgestellt, die aus ihrer Sicht grundsätzlich gegen eine Genehmigung des PRISM-Design sprächen.

Nach Angaben in (IAEA 2020a) wurde 2007 von der Firma Toshiba ein vorläufiges Design-Review für das 4S-Konzept eingeleitet, vgl. Anhang 6.2.1. Demnach wurden im Jahr 2013 vierzehn technische Berichte bei der U.S. NRC eingereicht. Mit Stand Ende 2020 finden sich hierzu jedoch weder unter (NRC 2020n) noch unter (NRC 2020m) weitere Verweise.

[144] https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/xe-100.html, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.
[145] https://adams.nrc.gov/wba/?data=(mode:sections,sections:(filters:(public-library:!t),options:(within-folder:(enable:!f,insubfolder:!f,path:%27%27)),properties_search_all:!(!(DocketNumber,starts,%2799902071%27,%27%27))))&qn=New&tab=advanced-search-pars&z=0, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.

In (NRC 2010) wird darauf verwiesen, dass die U.S. NRC zum damaligen Zeitpunkt neben den bislang aufgeführten Reaktorkonzepten auch zu AREVA's New Technology Advanced Reactor Energy System (ANTARES) sowie dem International Reactor Innovative and Secure (IRIS) der Firma Westinghouse Electric mit den jeweiligen Herstellern im Gespräch zu ihren Reaktorkonzepten gestanden hatte.

4.2.2 Kanada

In Kanada setzt der Betrieb eines Kernreaktors die Erteilung verschiedener Genehmigungen voraus. Hierzu zählen eine Genehmigung zur Vorbereitung des Standorts (site preparation), für den Bau des Reaktors (Construction) sowie für den Betrieb des Reaktors (Operation).[146]

Bislang hat in Kanada ausschließlich die Firma Global First Power einen Antrag auf Vorbereitung des Standorts für die Errichtung eines Mikroreaktors des MMR-Konzepts (vgl. Anhang 6.2.6.3) im März 2019 eingereicht (CNSC 2020b). Dieser soll am Standort der Chalk River Laboratories in Renfrew County, Ontario, etwa 200 km nordwestlich von Ottawa errichtet werden. Als nächster Schritt in diesem Verfahren ist eine Umweltverträglichkeitsuntersuchung erforderlich. Der hierfür behördlich geforderte Umfang wurde mit einer Entscheidung der CNSC vom 16.07.2020 festgelegt (CNSC 2020a).

Daneben verfolgt die kanadische Aufsichtsbehörde Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) die Weiterentwicklung ihrer Aufsichtsfähigkeiten und ihrer Regelwerke, um eine Genehmigung neuer Reaktorkonzepte, insbesondere von SMR-Konzepten zu ermöglichen. Dazu bietet die CNSC auch die Möglichkeit für ein Vendor Design Review (VDR), eine Vorprüfung von Antragsunterlagen an, um sowohl den Entwicklern als auch der CNSC die Möglichkeit zu geben, Erfahrungen mit der Genehmigung neuer Konzepte zu erwerben.[147] Um ihre Genehmigungsarbeiten zu verbessern und zu koordinieren, haben Kanada und die USA im August 2019 ein Kooperationsabkommen zur technischen Zusammenarbeit bei der Regulierung von SMR-Konzepten abgeschlossen.[148]

Ende 2020 befinden sich nach Angaben der CNSC 12 Konzepte (mit 2 Varianten des MMR-Konzepts) in unterschiedlichen Phasen des VDR. Der Stand der VDR-Verfahren ist in Tabelle 4-3 dargestellt. StarCore Nuclear hat im Jahr 2016 für sein StarCore-Konzept, Westinghouse im Jahr 2018 für sein eVinci-Konzept Anträge auf Vorprüfung gestellt. Diese befinden sich jedoch noch in Bearbeitung, das eigentliche VDR hat damit noch nicht begonnen (CNSC 2020c).

Im Rahmen des VDR sind drei Phasen der Vorprüfung möglich, in denen jeweils stärker auf die Details des Reaktorkonzepts eingegangen wird. Während Phase 1 in ca. 12-18 Monaten abgeschlossen werden kann, wird für Phase 2 ein Zeitbedarf von ca. 24 Monaten angegeben. In einer Phase 3 können offene Aspekte aus Phase 2 vertieft behandelt werden. Das VDR stellt dabei keine notwendige Voraussetzung für die Beantragung einer tatsächlichen Genehmigung einer nuklearen Anlage in Kanada dar. Gleichzeitig bindet der erfolgreiche Abschluss einer der Phasen der VDR die CNSC aber nicht hinsichtlich eines späteren tatsächlichen Antrags auf Genehmigung einer Anlage.

[146] https://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/new-reactor-facilities/index.cfm, Stand 31.07.2020, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.
[147] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Speech-Regulatory-harmonisation-for-SMRs; zuletzt aufgerufen 20.01.2021.
[148] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Regulators-formalise-technical-collaboration-on-SM; zuletzt aufgerufen 20.01.2021.

Tabelle 4-3: Stand von Vendor Design Reviews (VDR) in Kanada

System	Hersteller	Leistung (MW_e)	Phase	Start des VDR	Status
ARC-100	ARC Nuclear Canada Inc.	100	1	Sept. 2017	Abgeschlossen
BWRX-300	GE-Hitachi Nuclear Energy	300	2*	Jan. 2020	Laufend
eVinci	Westinghouse Electric Company, LLC	< 25		Feb. 2018	Phase 2 beantragt
IMSR	Terrestrial Energy Inc.	200	1	April 2016	Abgeschlossen
			2	Dez. 2018	Laufend
MMR-5, MMR-10	Ultra Safe Nuclear Corporation	5-10	1	Dez. 2016	Abgeschlossen
			2	Offen	Offen
NuScale	NuScale Power, LLC	60	2*	Jan. 2020	Laufend
SEALER	LeadCold Nuclear Inc.	3	1	Jan. 2017	Ruhend
SMR-160	Holtec SMR, LLC.	160	1	Juli 2018	Abgeschlossen
SSR	Moltex Energy	300	1 und 2	Dez. 2017	Phase 1 laufend
StarCore	StarCore Nuclear	20		Okt. 2016	Phase 1 und 2 beantragt
U-Battery	U-Battery Canada Ltd.	4	1	Offen	Offen
Xe-100	X Energy, LLC	75	2*	Juli 2020	Laufend

Quelle: (CNSC 2020c)

* Bei gleichzeitiger Bearbeitung der Aufgaben der Phase 1

Informationen zu den Ergebnissen der verschiedenen VDR-Phasen liegen für die abgeschlossenen Phasen zum Leichtwasser-Reaktorkonzept SMR-160 (vgl. Anhang 6.2.1.8) und zu den nicht-Leichtwasser-Reaktorkonzepten ARC-100 (vgl. Anhang 6.2.4.2), IMSR (vgl. Anhang 6.2.5.1) sowie MMR (vgl. Anhang 6.2.6.3) vor. Diese Ergebnisse werden im Folgenden zusammenfassend dargestellt.

4.2.2.1 Leichtwasser-Reaktorkonzepte

SMR-160

Die Phase 1 des VDR für den SMR-160 wurde im August 2020 nach 24 Monaten abgeschlossen. Wesentliche Feststellungen der CNSC sind: [149]

- Es wurden von Holtec SMR LLC regulatorische Standards der USA für den VDR zugrunde gelegt, ohne einen Abgleich bezüglich der kanadischen Standards vorzunehmen.
- Es wurde noch kein Brandschutzkonzept vorgelegt.

[149] http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/holtec-international-executive-summary.cfm, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.

- Methoden der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) wurden von SMR LLC für den SMR-160 bislang nicht entwickelt.
- Aufgrund der spezifischen neuen Design- und Sicherheitseigenschaften des Konzepts werden weitere Informationen zu spezifischen Aspekten gefordert. Diese weiteren Informationen betreffen:
  - Ausreichende F&E-Tätigkeiten zum Nachweis der Brennstoffqualifizierung.
  - Anwendung des Einzelfehlerkriteriums in der Steuerungstechnik für alle Betriebszustände.
  - Angemessenheit der Abschaltsysteme unter allen Randbedingungen, u. a. bei Unverfügbarkeit der Hauptwarte.
  - Anwendbarkeit von ausgewählten Design-Standards für Containment-Strukturen.
  - Anwendung von Forschungsergebnissen im Designprozess.
  - Vollständigkeit des F&E-Programms mit Blick auf den dauerhaften Anlagenbetrieb, insbesondere der Alterung und Instandhaltung von Systemen, Strukturen und Komponenten.

Die CNSC hält diese Punkte für lösbar und erwartet ihre Berücksichtigung in weiteren Phasen des VDR.

Weitere Schritte im VDR wurden für den SMR-160 bisher nicht gestartet.

4.2.2.2 Nicht-wassergekühlte Reaktorkonzepte

ARC-100

Die Phase 1 des VDR für den ARC-100 wurde im Oktober 2019 nach 24 Monaten abgeschlossen. Als wesentliche Feststellungen werden von CNSC angegeben: [150]

- Der Entwickler hat sein Managementsystem weiter zu entwickeln, um nachzuweisen, dass er in der Lage ist, seine Designarbeiten, Sicherheitsanalysen und Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten entsprechend den regulatorischen Erfordernissen zu kontrollieren.
- Der Entwickler hat weitere Informationen vorzulegen, um zu zeigen, dass seine Forschungs- und Entwicklungsarbeiten (F&E) den Erfordernissen der Designentwicklung und der Durchführung von Sicherheitsanalysen angemessen sind.
- Aufgrund der spezifischen neuen Design- und Sicherheitseigenschaften des Konzepts werden weitere Informationen zu spezifischen Aspekten gefordert. Diese weiteren Informationen betreffen:
  - Ausreichende F&E-Tätigkeiten zum Nachweis der behaupteten Sicherheitseigenschaften und der Brennstoffqualifizierung.

[150] http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/arc-nuclear-canada-executive-summary.cfm, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.

- Anwendbarkeit bisheriger Betriebsdaten anderer schneller natriumgekühlter Reaktoren auf das ARC-100-Design.
- Übereinstimmung der sicherheitstechnischen Einstufung von Systemen, Strukturen und Komponenten mit ihrer sicherheitstechnischen Funktion bzw. Bedeutung.
- Angemessenheit der Abschaltsysteme, des Grades der erreichten Unterkritikalität und des garantierten abgeschalteten Zustandes unter Berücksichtigung der Unabhängigkeit, Trennung und Diversität der Steuerungs- und Schutzsysteme auf allen Ebenen (inklusive der Sensoren, Steuerungslogiken und der Auslösung).
- Angemessenheit der Containment-Funktion und des Gebäudeabschlusses bei allen auslösenden Ereignissen.
- Verifikation und Validierung der in Sicherheitsanalysen verwendeten Rechenmodelle.
- Funktionalität, Angemessenheit und Zuverlässigkeit der inhärenten und passiven Systeme, die im Sicherheitsnachweis belastet werden.

Die CNSC hält diese Punkte für lösbar und erwartet ihre Berücksichtigung in weiteren Phasen des VDR.

Weitere Schritte im VDR wurden für den ARC-100 bisher nicht gestartet.

MMR

Die Phase 1 des VDR für den MMR wurde im Februar 2019 nach 24 Monaten abgeschlossen. Als wesentliche Feststellungen werden von CNSC angegeben: [151]

- Der Entwickler hat sein Managementsystem weiter zu entwickeln, um nachzuweisen, dass er in der Lage ist, seine Designarbeiten, Sicherheitsanalysen und Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten entsprechend den regulatorischen Erfordernissen zu kontrollieren.
- Die Entwicklung des MMR wird von verschiedenen Organisationen gemeinsam vorangetrieben. Der Entwickler muss sicherstellen, dass eine funktionierende Zusammenarbeit zwischen diesen Organisationen im Design, bei F&E-Prozessen sowie bei der Führung von Sicherheitsnachweisen gewährleistet wird.
- Aufgrund der spezifischen neuen Design- und Sicherheitseigenschaften des Konzepts werden weitere Informationen zu spezifischen Aspekten gefordert. Diese weiteren Informationen betreffen:
  - Ausreichende F&E-Tätigkeiten zum Nachweis der behaupteten Sicherheitseigenschaften und der Brennstoffqualifizierung.
  - Anwendbarkeit bisheriger Betriebsdaten anderer Hochtemperaturreaktoren auf das MMR-Design und die Sicherheitsanalysen.

[151] http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/index.cfm, Stand 23.10.2020, zuletzt aufgerufen 20.01.2021.

- Konsistenz der sicherheitstechnischen Einstufung von Systemen, Strukturen und Komponenten baulicher Einrichtungen mit ihrer sicherheitstechnischen Funktion bzw. Bedeutung.
- Angemessenheit der Abschaltsysteme, des Grades der erreichten Unterkritikalität und des garantierten abgeschalteten Zustandes.
- Angemessenheit der im Rahmen probabilistischer Sicherheitsanalysen verwendeten Methoden.

Die CNSC hält diese Punkte für lösbar und erwartet ihre Berücksichtigung in weiteren Phasen des VDR.

Ein Projektstart für die Phase 2 des VDR ist für den MMR bislang nicht erfolgt.

IMSR

Die Phase 1 des VDR für den IMSR wurde im November 2017 nach 24 Monaten abgeschlossen. Als wesentliche Feststellungen werden von CNSC angegeben (CNSC 2017):

- Der Entwickler hat sein Managementsystem weiter zu entwickeln, um nachzuweisen, dass er in der Lage ist, seine Designarbeiten, Sicherheitsanalysen und Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten entsprechend den regulatorischen Erfordernissen zu kontrollieren.
- Verschiedene Eigenschaften des Konzepts befinden sich noch in einer frühen Designphase. Aufgrund der spezifischen neuen Design- und Sicherheitseigenschaften des Konzepts werden weitere Informationen zu spezifischen Aspekten gefordert. Diese weiteren Informationen betreffen:
  - Die Angemessenheit der Vorhersagen zu Leistung und Zuverlässigkeit verschiedener Systeme hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung.
  - Die Angemessenheit der Auslegungsparameter für sicherheitstechnisch wichtige Systeme, Strukturen und Komponenten.
  - Die Bedeutung einer Prototypanlage für die weiteren Sicherheitsnachweise.
- Aufgrund neuer Designeigenschaften werden weitere Informationen zu spezifischen Aspekten gefordert. Diese weiteren Informationen betreffen:
  - Die Vorhersage des Verhaltens des Reaktorkerns bei Schäden an Kernkomponenten.
  - Der Entwickler hat das Versagen des Reaktorbehälters als schweren Störfall (severe accident) eingestuft. Die Frage, was einen Kernschaden beim IMSR-Konzept darstellt, ist weiter auszuarbeiten.
  - Die Kontrolle der Reaktorleistung beim IMSR erfolgt über die Kontrolle der Wärmeabfuhr zur primären oder ultimativen Wärmesenke mithilfe negativer Reaktivitätsrückwirkungen im Reaktorkern. Für die Phase 2 des VDR hat der Entwickler die Validierung von Vorhersagen für die Reaktordynamik mit Blick auf Alterungsmechanismen während der gesamten Lebensdauer des Reaktors darzulegen.

- Die angemessene Berücksichtigung von HF-Aspekten in den Betriebs- und Instandhaltungsprogrammen ist aufzuzeigen.

Die CNSC hält diese Punkte für lösbar und erwartet ihre Berücksichtigung in weiteren Phasen des VDR.

Die Phase 2 im VDR wurde für den IMSR im Dezember 2018 gestartet und ist noch nicht abgeschlossen.

4.2.3 Argentinien

In Argentinien befindet sich seit 2014 ein Prototyp-Reaktor des CAREM-Konzepts in Bau (IAEA 2020a), vgl. Anhang 6.2.1.2. Dabei handelt es sich um ein vereinfachtes Design eines integralen Druckwasserreaktors. Im Rahmen von präventiven und mitigativen Notfallschutzmaßnahmen sind eine RDB-Außenkühlung und passive Wasserstoffrekombinatoren in Containment vorgesehen. Angaben zu anlagenexternen Notfallschutzmaßnahmen werden nicht gemacht (IAEA 2020a).

4.2.4 China

In China ging 2010 der China Experimental Fast Reactor (CEFR) in Betrieb, unterliegt aber seitdem erheblichen Betriebsschwierigkeiten, vgl. Anhang 6.2.4.4. Ein HTR-PM, vgl. Anhang 6.2.3.1, befindet sich als Nachfolger für den in Betrieb befindlichen HTR-10 in Bau (IAEA 2020a). Mit dem CNP-300 ist darüber hinaus Anfang der 1990er Jahr ein kleiner Druckwasserreaktor in China in Betrieb gegangen. Aufgrund seiner elektrischen Leistung 325 MW_e fällt er nicht unter die im Rahmen dieser Untersuchung herangezogene Arbeitsdefinition eines SMRs und wird daher nicht vertieft betrachtet.

Daneben wurden für das ACP-100-Konzept eines integralen Druckwasserreaktors Vorprüfunterlagen eingereicht und eine vorläufige Sicherheitsuntersuchung abgeschlossen. Für dieses Reaktorkonzept wurden Tests des passiven Notkühlsystems, des Steuerstabantriebs und zur kritischen Wärmestromdichte durchgeführt. Tests des passiven Containment-Kühlsystems sind noch nicht abgeschlossen. Weiterhin soll ein Demonstrationsreaktor mit einer thermischen Leistung von 385 MW_{th} in der Hainan Provinz errichtet werden, Standortunterlagen sowie eine Umweltverträglichkeitsprüfung für den Standort sind in Vorbereitung. Im Rahmen von präventiven und mitigativen Notfallschutzmaßnahmen sind eine RDB-Außenkühlung, passive Wasserstoffrekombinatoren in Containment sowie eine automatische Druckentlastung des Reaktordruckbehälters vorgesehen. Angaben zu anlagenexternen Notfallschutzmaßnahmen werden nicht gemacht (IAEA 2020a).

4.2.5 Indien

In Indien befindet sich der PHWR-220 in Betrieb (IAEA 2020a), vgl. Anhang 6.2.1.6. Dabei handelt es sich um einen kleinen, schwerwassergekühlten, schwerwassermoderierten Druckwasserreaktor. Ein erster solcher Reaktor wurde 1981 in Betrieb genommen.

Daneben ist in Indien mit dem PFBR-500 ein natriumgekühlter Schneller Reaktor in Bau. Aufgrund seiner geplanten elektrischen Leistung 500 MW_e fällt er nicht unter die im Rahmen dieser Untersuchung herangezogene Arbeitsdefinition eines SMRs und wird daher nicht vertieft betrachtet.

4.2.6 Japan

In Japan befindet sich der „High Temperature Engineering Test Reactor“ (HTTR) in Betrieb. Die Entwicklung dieses Reaktors reicht in das Jahr 1969 zurück. Der Bau erfolgte in den Jahren von 1991 bis 1997, die Erstkritikalität wurde 1998 erreicht. Beim HTTR handelt es sich um einen Hochtemperaturreaktor mit prismatischem Brennstoff. Er kann als Forschungsreaktor für die Entwicklung eines Systems mit deutlich größerer Leistung aus der Generation IV Entwicklungslinie angesehen werden. Als Weiterentwicklung der HTR-Technik im Bereich der SMRs gilt das in Entwicklung befindliche GTHTR300-Konzept. Die Entwickler streben hierfür eine Kommerzialisierung in den 2030er Jahren an (IAEA 2020a).

4.2.7 Russland

In Russland befinden sich seit 2020 zwei Module des KLT-40S in Betrieb, vgl. Anhang 6.2.2.2. Weitere Prototyp-Reaktoren vom RITM-200-Konzept sind auf dem Eisbrecher Arktika eingesetzt, jeweils zwei weitere sind für den Einsatz im Eisbrecher Ural und Sibir vorgesehen. Diese dienen zur Entwicklung des RITM-200M-Konzepts, vgl. Anhang 6.2.2.3 und (IAEA 2020a).

Daneben befinden sich noch vier Blöcke des EGP-6 Reaktorkonzepts, im Nordosten Sibiriens, am Standort Bilibino in Betrieb. Dabei handelt es sich um kleine, graphitmoderierte Siedewasserreaktoren, die in den 1970er Jahren errichtet wurde und daher eher als historisches SMR-Konzept anzusehen sind (WNA 2020).

4.2.8 Republik Korea (Südkorea)

Südkorea hat dem SMART-Konzept in 2012 eine Designgenehmigung erteilt (IAEA 2020a), vgl. Anhang 6.2.1.7. In der Folge von Fukushima wurden jedoch Änderungen am Design vorgenommen. Der Bau eines Prototypreaktors ist in Südkorea gegenwärtig nicht geplant, aktuell finden jedoch Diskussionen über einen Export nach Saudi-Arabien statt.

4.2.9 Vereinigtes Königreich

Im Vereinigten Königreich ist das Office for Nuclear Regulation (ONR) für die Genehmigung von Kernreaktoren zuständig. Dabei vergibt es sogenannte Standortgenehmigungen (nuclear site licences), welche die Grundlage für Bau, Betrieb und Rückbau einer Anlage darstellen. Das ONR führt auch sogenannte generische Konzept-Prüfungen (Generic Design Assessments, GDA) für neue Reaktorkonzepte durch (ONR 2019). Mit Stand Ende 2020 befindet sich jedoch kein SMR-Konzept in einer Genehmigungsphase für eine Standortgenehmigung oder eine GDA (ONR 2020).

Das Vereinigte Königreich hat über das „Department for Business, Energy & Industrial Strategy“ (BEIS) im Jahr 2017 ein Unterstützungsprogramm für „Advanced Modular Reactors“ ausgeschrieben. In einer ersten Phase konnten bis zu vier Millionen britische Pfund für Machbarkeitsstudien beantragt werden, wobei für ein Projekt bis zu 300.000 britische Pfund zur Verfügung standen. In einer Phase 2 können erfolgreiche Projekte der Phase 1 insgesamt bis zu weiteren 40 Millionen britische Pfund für Entwicklungsarbeiten beantragen (BEIS 2018).

Acht Projekte haben sich in der Phase 1 qualifiziert, neben einem auf die kontrollierte Kernfusion abzielenden Projekt (Advanced Modular Fusion) sind dies die sieben SMR-Konzepte

- ARC-100 (Advanced Reactor Concepts LLC), vergleiche Anhang 6.2.4.2

- HTR-PM (DBD Limited), vergleiche Anhang 6.2.3.1
- Lead-cooled Fast Reactor (Westinghouse)
- MMR (Ultra Safe Nuclear Corporation, USNC), vergleiche Anhang 6.2.6.3
- SEALER-UK (Blykalla Reaktorer Stockholm AB, LeadCold)
- Stable Salt Reactor (Moltex Energy Limited), vergleiche Anhang 6.2.5.3
- U-Battery (U-Battery Developments Ltd), vergleiche Anhang 6.2.6.3

Im Juli 2020 hat die britische Regierung die Förderung von drei Konzepten in der Phase 2 des AMR-Programms beschlossen. Neben dem Kernfusionskonzept werden das

- Westinghouse-Konzept eines bleigekühlten Schnellen Reaktors (Lead-cooled Fast Reactor) sowie das
- U-Battery-Konzept

weiter gefördert. Jedes der Projekte erhält 30 Mio. britische Pfund. Weitere 5 Mio. britische Pfund werden bereitgestellt, um die britische Aufsichtsbehörde bei ihrer Begleitung der SMR-Entwicklung zu unterstützen.[152]

In diesem Rahmen wurde auch das ONR zum Ausbau seiner Kapazitäten für eine spätere Genehmigung von SMR-Konzepten gefördert und hat das BEIS hinsichtlich der späteren Genehmigung der oben genannten Reaktorkonzepte beraten.[153]

Gemäß der Angaben in Annex III von (IAEA 2020a) befinden sich außer den oben genannten Systemen auch die Konzepte des UK SMR (Rolls Royce) und des BWRX-300 (GEH) in einer Phase der Vorprüfung (Pre-Licensing). Nach (WNA 2020) hat Rolls Royce im September 2017 ein Design für einen UK SMR mit einer Leistung von 220 MW_e bei der britischen Regierung eingereicht.

4.3 Fazit

Die regulatorischen Anforderungen an neue Kernkraftwerke werden international kontinuierlich weiterentwickelt. Insbesondere nach dem katastrophalen Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi wurden wichtige Sicherheitsprinzipien geprüft und überarbeitet. In Bezug auf neue Reaktorkonzepte zählt hierzu insbesondere das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen und des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept, Defence in Depth), speziell auch mit Blick auf die Umsetzung der Prinzipien der Diversität und Unabhängigkeit sicherheitstechnischer Einrichtungen.

Auch die Notwendigkeit der Berücksichtigung eines umfassenden Ereignisspektrums bei der sicherheitstechnischen Auslegung von Kernkraftwerken wurde erneut bekräftigt. Dabei sind insbesondere auch Einwirkungen von außen, sowohl naturbedingte wie Erdbeben oder

[152] https://www.gov.uk/government/news/40-million-to-kick-start-next-gen-nuclear-technology, zuletzt abgerufen 20.01.2021.
[153] http://www.onr.org.uk/advanced-nuclear-technologies/index.htm, Stand 22.09.2020, zuletzt abgerufen 20.01.2021.

Überflutungen, als auch zivilisatorische wie Unfälle in benachbarten Industrieanlagen oder ein Flugzeugabsturz zu berücksichtigen, vergleiche auch Kapitel 5.

Bei einer geplanten, weltweiten Verbreitung von SMR ergeben sich neuartige Fragestellungen für die zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden. Bislang liegen keine SMR-spezifischen nationalen oder internationalen Sicherheitsstandards vor.

Viele heutige kerntechnische Regelwerksanforderungen sind grundsätzlich auf SMR-Konzepte übertragbar. Dabei wird von verschiedenen Regulierungsbehörden erwartet, dass das integrale Sicherheitsniveau, welches heute für neue Kernkraftwerke gefordert wird, auch von SMR erreicht werden muss.

Zugleich wird diskutiert, inwieweit für SMR vereinfachte Regelwerksanforderungen aufgrund von Prinzipien eines abgestuften Ansatzes („Graded Approach“) ausreichend sein können. Dem liegt die Überlegung zu Grunde, dass aufgrund einer Vereinfachung von Systemen, Strukturen und Komponenten sowie – bedingt durch die niedrigere Leistung von SMR – einem geringeren radioaktiven Inventar ein grundsätzlich verringertes Risikopotential bei SMR-Anlagen bestehen könnte. Wie ein solcher „Graded Approach“ im Einzelnen umzusetzen sein könnte, ist methodisch jedoch weitgehend offen.

Dies zeigt sich insbesondere mit Blick auf die Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen (Defence in Depth). Dieses umfasst heute fünf Sicherheitsebenen und soll grundsätzlich auch für SMR Anwendung finden. Zugleich nehmen verschiedene SMR-Konzepte für sich in Anspruch, aufgrund höherer Sicherheit in vorgelagerten Sicherheitsebenen auf Maßnahmen in den höheren Sicherheitsebenen verzichten zu können (bspw. Aurora Powerhouse). Dies betrifft insbesondere die Fragen nach Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes.

Damit stellt sich insbesondere auch die Frage, welches integrale Sicherheitsniveau von SMR-Konzepten gefordert werden wird, und ob der von SMR-Entwicklern vertretene Anspruch einer gegenüber heutigen neuen Kernkraftwerken verbesserten Sicherheit auch in einer realen Anlage umgesetzt werden wird.

Im Detail bestünde für die Realisierung eines SMR ein Anpassungsbedarf der nationalen sicherheitstechnischen Regelwerke. Da die heutigen Regelwerke typischerweise für Leichtwasserreaktoren unterschiedlicher Bauarten entwickelt wurden, kann für nicht-Leichtwasser-Reaktorkonzepte auch noch ein deutlich größer Regulierungsbedarf als für neue Leichtwasser-Reaktorkonzepte festgestellt werden.

Dabei sind neben den zentralen Fragen der Auslegung und des sicheren Betriebs der eigentlichen SMR-Anlage auch die Schritte der Herstellung, der Handhabung und des Transports von Brennstoffen, die Handhabung anderer Materialien sowie von abgebranntem Brennstoff und nuklearen Abfällen in den Blick zu nehmen. Weiterhin erfordern auch die Herstellung und der Zusammenbau von modularen Systemen gegebenenfalls zusätzliche Regelungen.

Neben Fragen der sicherheitstechnischen Anforderungen an neue Reaktorkonzepte stellen sich auch Fragen hinsichtlich der Haftung von Betreibern oder Herstellern im Falle von Unfällen. Für die Haftung bei SMR ist eine neue Diskussion entstanden, da die Voraussetzungen, die zu den derzeitigen Haftungsprinzipien bei großen Kernkraftwerken geführt haben, nicht mehr gegeben sein müssen. Wenn von einem SMR-Design behauptet wird, dass aufgrund passiver Sicherheit Unfälle mit schwerwiegenden Folgen außerhalb des Anlagengeländes ausgeschlossen werden können, könnte auch eine Deckungsvorsorge vom Betreiber verlangt werden, die alle Schäden in voller Höhe

abdeckt. Die Diskussion, wie zukünftige Ausgestaltungen der Haftung bei SMR aussehen könnten, ist international noch im Gange.

Laufende regulatorische Diskussionen betreffen unter anderem auch Maßnahmen zur Einhaltung der Schutzziele (Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente und Einschluss der radioaktiven Stoffe), vergleiche hierzu auch Kapitel 5.

Mit Blick auf die Kontrolle der Reaktivität wurden insbesondere bei Reaktorkonzepten mit schnellem Neutronenspektrum (bspw. ARC-100) und bei Hochtemperaturreaktor-Konzepten (bspw. MMR) in Vorprüfungen zu Genehmigungsverfahren offene Fragen hinsichtlich der ausreichend abgesicherten Reaktivitätskontrolle (Abschaltbarkeit, dauerhafte Unterkritikalität) festgestellt.

Für die Kühlung der Brennelemente werden bei SMR verstärkt auch passive Systeme beziehungsweise inhärente Eigenschaften von den Entwicklern kreditiert. Für diese liegt oftmals keine ausreichende Betriebsbewährung vor und es bestehen Schwierigkeiten bei der Quantifizierung der anzusetzenden Unsicherheiten hinsichtlich ihrer Qualifikation, Zuverlässigkeit sowie Eignung für wiederkehrende Prüfungen.

Weiterhin werden Anforderungen an die Containment-Funktion zum Einschluss der radioaktiven Stoffe bei SMR diskutiert. Für Leichtwasser-Reaktorkonzepte sind diese typischerweise durch definierte Barrieren (Sicherheitsbehälter) und Anforderungen an die Rückhaltung (beispielsweise Leckage-Raten) beschreibbar. Bei nicht-Leichtwasser-Reaktorkonzepten sind gegebenenfalls andersartige Containment-Funktionen oder Rückhaltemechanismen in den Konzepten vorgesehen, für die dann geeignete regulatorischen Anforderungen definiert werden müssen (bspw. ARC-100).

Das für SMR-Konzepte relevante Ereignisspektrum ist Design-spezifisch abzuleiten und zu begründen. Zum Teil entfallen für bisherige Leichtwasserreaktoren einschlägige Störfallabläufe aufgrund von Design-Maßnahmen. Dafür können jedoch andere Ereignisabläufe möglich werden beziehungsweise an Bedeutung gewinnen. Weiterhin müssen Fragen der Wechselwirkungen zwischen verschiedenen SMR-Modulen an einem Standort im Betrieb und während der Errichtung berücksichtigt werden. Sind SMR-Anlagen auch zur Bereitstellung von Prozesswärme vorgesehen, ist weiterhin auch eine potenzielle Wechselwirkung mit Prozessanlagen in Nähe der Kraftwerke zu betrachten.

Teilweise sollen in SMR neuartige Technologien eingesetzt werden, für die entsprechende Betriebserfahrung kaum oder gar nicht vorliegt. Für diese sind vielfach noch geeignete Nachweisverfahren zu entwickeln und zu validieren. Dazu sind gegebenenfalls auch neue Rechenmethoden, neue Messverfahren oder neue Inspektionstechnologien erforderlich.

Vor allem in Bereich der Entwicklung und des Einsatzes neuartiger Brennstoffe, zum Teil auch bei der Entwicklung neuartiger Strukturmaterialien, sehen Genehmigungsbehörden die Notwendigkeit für angemessene Forschungs- und Entwicklungsprogramme und umfassende Nachweise zur Qualifizierung der Brennstoffe bzw. Materialien. Für diese Entwicklung sind einerseits geeignete Forschungsreaktoren erforderlich, in denen die Brennstoffe bzw. Materialien unter für die spätere Kraftwerksanlage repräsentativen Bedingungen getestet werden können. Entsprechende Bestrahlungsversuche setzen eine qualifizierte Herstellung der Brennstoffe bzw. Materialien, den Einsatz in Forschungsreaktoren, eine anschließende Lagerung zum Abklingen von radioaktiven Spalt- oder Aktivierungsprodukten und umfangreiche Nachuntersuchungen voraus. Bei nicht vermeidbaren Fehlschlägen sind diese Prozesse ggf. mehrfach zu wiederholen. Damit ergibt sich ein erheblicher Zeitbedarf in der Größenordnung von mindestens Jahren bis hin zu Jahrzehnten.

Speziell für nicht-Leichtwasserreaktoren wird zwar von Entwicklern auf historische Erfahrungen aus Demonstrations- und Forschungsreaktoren zurückgegriffen. Die Übertragbarkeit der Erkenntnisse aus solchen Reaktoren auf aktuelle Konzepte muss aber jeweils geprüft und begründet werden. Je stärker die angestrebten Materialen und Technologien sich von den historischen beziehungsweise heute bereits im Bereich der Kerntechnik im Einsatz Befindlichen unterscheiden, desto weniger übertragbare Daten dürften vorhanden sein. Trotz teilweise längerer Erfahrung auch mit Reaktorkonzepten, die der sogenannten Generation IV zuzuordnen sind (insbesondere Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum und Hochtemperaturreaktoren) wird daher von Genehmigungsbehörden noch erheblicher Forschungs- und Entwicklungsbedarf gesehen.

Zur Beurteilung des erreichten Sicherheitsniveaus eines Reaktorkonzepts werden weltweit auch Methoden der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) herangezogen. Diese sind auch für SMR umfassend anzuwenden. Auch hier sind jedoch für neuartige Technologien die PSA-Methoden weiterzuentwickeln, auch für Leichtwasser-Reaktorkonzepte ist im Rahmen von Vorprüfungen von SMR-Konzepten die Notwendigkeit einer Methodenentwicklung als erforderlich angesehen worden (bspw. SMR-160).

Neben den heute aktiv vorangetriebenen Konzepten wurde im Laufe der letzten Jahrzehnte auch für andere SMR-Konzepte Vorprüfungen durchgeführt. Diese wurden teilweise nach mehreren Jahren wieder eingestellt. Verschiedene dieser Konzepte werden heute nicht mehr weiterverfolgt, andere dagegen befinden sich offiziell weiterhin in Entwicklung. Aus der Durchführung einer Vorprüfung oder sogar eines Genehmigungsverfahrens kann vor diesem Hintergrund nicht abgeleitet werden, ob und wann es tatsächlich zu einer Inbetriebnahme eines SMR-Konzepts kommt.

Vorprüfschritte können dabei jeweils mehrere Jahre in Anspruch nehmen, die eigentlichen Genehmigungsverfahren benötigen ebenfalls mehrere Jahre. Bei gestuften Verfahren (Vorprüfung, Design-Genehmigung, Bau- und Betriebsgenehmigung) können daher zwischen dem Beginn einer ersten Vorprüfung und dem Baubeginn einer Prototypanlage eine Dekade oder mehr benötigt werden.

Während der eigentlichen Vorprüfungen oder Design-Genehmigungen werden SMR-Konzepte zumeist kontinuierlich weiterentwickelt. So befindet zwar aktuell ein konkretes NuScale-Design in den USA in der Genehmigung. Der Entwickler hat jedoch bereits weiterentwickelte Design (mit höherer Leistung) zur (erneuten) Prüfung angemeldet, bzw. diskutiert bereits Designs mit nochmals erhöhter Leistung. Solche Anpassungen können gegebenenfalls wiederum längere Verzögerungen in der Genehmigungsphase nach sich ziehen.

5 Sicherheitseigenschaften von SMR-Konzepten

Bei allen heute in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken besteht grundsätzlich die Gefahr einer Kernschmelze und einer damit verbundenen massiven Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt. Bereits seit mehreren Jahrzehnten beschäftigen sich daher Studien mit der Frage, inwieweit neue Reaktorkonzepte einen Beitrag zur Lösung dieser Fragestellung liefern können (PSI 1996; MIT 2003; 2009; GIF 2002; 2014; GRS 2015; IRSN 2015; Pioro 2016; Öko-Institut e.V. 2017). Neben den wesentlichen Fragen der Reaktorsicherheit werden dabei auch die Kosten der nuklearen Stromerzeugung, vergleiche Kapitel 3, die Risiken der Weiterverbreitung kernwaffenfähiger Materialien (Proliferation), sowie ungeklärte Fragen im Zusammenhang mit dem langfristigen Umgang mit radioaktiven Abfällen adressiert. Letztere stehen nicht im Fokus dieses Gutachtens.

In diesem Kapitel werden wesentliche, von den Entwicklern benannte Sicherheitseigenschaften von SMR-Konzepten zusammengefasst und ihre Bedeutung für die Reaktorsicherheit diskutiert und bewertet. Dabei ist zu beachten, dass sich viele der SMR-Konzepte noch immer in einer frühen Phase der Design-Entwicklung befinden. Es existieren nur sehr wenige Prototyp- oder Demonstrationsreaktoren, viele technische Details der Konzepte werden daher erst in der näheren oder ferneren Zukunft festgelegt und bewertet werden können. Damit muss eine Bewertung im Rahmen dieses Gutachtens vielfach auf einer qualitativen Ebene verbleiben.

In Kapitel 5.1 werden zunächst grundlegende Anforderungen an die Sicherheit von Kernkraftwerken dargestellt, die als Bewertungsgrundlagen für die folgende Diskussion herangezogen werden. Kapitel 5.2 geht dann auf einige allgemeine Sicherheitseigenschaften von SMR-Konzepten ein. Wesentlich für die Sicherheit eines Kernkraftwerks sind die zentralen Sicherheitsfunktionen des Einschlusses der radioaktiven Stoffe, der Kontrolle der Reaktivität sowie der Kühlung der Brennelemente. Diesbezügliche Unterschiede von SMR-Konzepten zu heutigen Kernkraftwerken diskutiert Kapitel 5.3. Neben den Sicherheitsfunktionen sind auch die bei einem Reaktorkonzept möglichen Ereignisse mit ihren potenziellen Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage zu analysieren, Kapitel 5.4 geht auf entsprechende Aspekte bei SMR-Konzepten ein. Im Rahmen eines gestaffelten Sicherheitssystems sind heute weiterhin Maßnahmen des anlageninternen und anlagenexternen Notfallschutzes in Kernkraftwerken gefordert, vergleiche Kapitel 5.5. In Kapitel 5.6 werden abschließend Aspekte im Zusammenhang mit der Problematik der nuklearen Nichtverbreitung (Proliferation) diskutiert.

5.1 Bewertungsgrundlagen für die weitere Untersuchung

> *„Sicherheit ist kein statischer Begriff. Der Maßstab zur Bewertung von Sicherheit entwickelt sich auf der Basis wissenschaftlicher Erkenntnis stetig weiter. Die Sicherheitswahrnehmung und das akzeptierte Risiko müssen gesellschaftlich immer wieder neu in demokratischen Prozessen ausgehandelt werden.“*[154]

Wie bereits in Kapitel 4 ausgeführt liegt bislang kein spezifisch auf die Sicherheit von SMR-Anlagen fokussiertes nationales oder internationales Regelwerk vor. Grundlegende Anforderungen an die Sicherheit von neu zu errichtenden Kernkraftwerken sollen jedoch auf SMR-Konzepte übertragen werden.

[154] Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung: Sicherheit der nuklearen Entsorgung – unsere Grundsätze. Februar 2020.

Übergeordnete sicherheitstechnische Anforderungen an Kernkraftwerke werden im internationalen Rahmen insbesondere von der IAEA im Rahmen der „IAEA Safety Standard Series“ entwickelt, vergleiche beispielsweise (IAEA 2006; 2016c). Diese unterliegen einer kontinuierlichen Fortentwicklung und wurden insbesondere nach dem katastrophalen Unfall im japanischen Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi überarbeitet. Die Standards der IAEA stellen dabei einen internationalen Konsens im Sinne eines Mindeststandards von Anforderungen an die Sicherheit von Kernkraftwerken dar.

Im Rahmen der europäischen Union formuliert die EU Richtlinie über nukleare Sicherheit 2009/71/EURATOM, zuletzt geändert durch die Richtlinie des Rates 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 (Rat der Europäischen Union 2014) in Artikel 8a als Ziel der nuklearen Sicherheit für kerntechnische Anlagen, dass

> *„kerntechnische Anlagen mit dem Ziel ausgelegt, errichtet, in Betrieb genommen, betrieben und stillgelegt werden und ihr Standort mit dem Ziel zu wählen ist, Unfälle zu vermeiden und im Fall eines Unfalls dessen Auswirkungen abzumildern und Folgendes zu vermeiden:*
>
> *a) frühe Freisetzungen von radioaktivem Material, die anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen erfordern würden, für deren Umsetzung nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht;*
>
> *b) große Freisetzungen von radioaktivem Material, die Schutzmaßnahmen erfordern würden, die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten.“*

Konkretisiert wird dieses Ziel für neue Kernkraftwerke in Europa beispielsweise in der Stellungnahme „Safety of new NPP designs“ der Western European Nuclear Regulators’ Association (WENRA), vergleiche (WENRA 2013) und ausführlicher Kapitel 4.1.3. Anforderungen an existierende Kernkraftwerke sind demgegenüber in den „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ (WENRA 2014) formuliert.

Einen „praktischen Ausschluss“ von Ereignissen mit frühen oder großen Freisetzungen fordert neben (WENRA 2013) auch (IAEA 2016c, 5.31) und erläutert dazu in Fußnote 16:

> *“The possibility of certain conditions arising may be considered to have been ‘practically eliminated’ if it would be physically impossible for the conditions to arise or if these conditions could be considered with a high level of confidence to be extremely unlikely to arise.”*

Zu den in Deutschland geltenden Regelwerken gibt der „Bericht der Bundesregierung für die Achte Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im März/April 2020“ (BMU 2019) einen guten Überblick, detaillierte Sicherheitsanforderungen sind in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (BMUB 2015) festgeschrieben.

Eine zentrale Anforderung stellt die Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen (Defence in Depth, DiD) dar (BMUB 2015, 2.1). Bei Kernkraftwerken sind hierfür fünf Sicherheitsebenen zu berücksichtigen, vergleiche beispielsweise (WENRA 2013; IAEA 2016c; BMUB 2015):

- Vermeidung von Störungen im Normalbetrieb (Sicherheitsebene 1),
- Beherrschung eintretender Störungen und Vermeidung von Störfällen (Sicherheitsebene 2),
- Beherrschung von Störfällen (Sicherheitsebene 3),

- Verhindern des Eintretens und Begrenzung der Auswirkungen von Unfällen mittels präventiver und mitigativer anlageninterner Notfallmaßnahmen (Sicherheitsebene 4),
- Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes (Sicherheitsebene 5).

Für die Sicherheit eines Kernkraftwerks sind weiterhin die folgenden drei übergeordneten Sicherheitsfunktionen (im englischen Sprachgebrauch „fundamental safety functions“, im deutschen „Schutzziele“) zu erfüllen:

- Einschluss der radioaktiven Stoffe: Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe soll durch das Vorhandensein mehrerer gestaffelter Barrieren und der Aufrechterhaltung ihrer Wirksamkeit gewährleistet werden. Hierzu zählen bei heutigen Kernkraftwerken typischerweise das Brennelementhüllrohr, die druckführende Umschließung (Reaktorkühlkreislauf) und ein Sicherheitsbehälter (Containment).
- Kontrolle der Reaktivität: Die Leistungsfreisetzung im Reaktor muss zu jedem Zeitpunkt kontrolliert erfolgen und beendet werden können, damit die Integrität der Barrieren nicht gefährdet wird. Hierzu werden typischerweise inhärente Eigenschaften des Reaktors (wie die negative Rückkopplung der Leistung bei einer Erhöhung der Betriebstemperaturen bzw. einer Verringerung der Kühlmitteldichte etc.) aber auch aktive System (wie Steuerstäbe oder Einrichtungen zur Einspeisung von Neutronengiften in das Kühlsystem) verwendet.
- Kühlung der Brennelemente: Die Brennelemente müssen zu jedem Zeitpunkt ausreichend gekühlt werden. Auch nach Abschaltung eines Reaktors fallen durch radioaktiven Zerfall große Mengen an Wärme an. Diese muss dauerhaft abgeführt werden, damit es nicht zu einer Aufheizung des Brennstoffs und schließlich einer Kernschmelze kommt. Auch hierfür wird eine Kombination von aktiven Systemen (wie Not- und Nachkühlsysteme) und weitgehend passiven Phänomenen bzw. Einrichtungen (wie ein passiver Naturumlauf in Kühlsystemen, oder bspw. die weitgehend passive Einspeisung von Kühlmittel aus Druckspeichern) verwendet.

Für die Gewährleistung dieser Sicherheitsfunktionen greifen allgemeine Sicherheitsprinzipien wie (BMUB 2015, 3.1 (2)):

- Bevorzugung von inhärent sicher wirkenden Mechanismen bei der Auslegung.
- Verwendung qualifizierter Werkstoffe, Fertigungs- und Prüfverfahren sowie betriebsbewährter oder ausreichend geprüfter Einrichtungen.
- Sicherstellung und Erhalt der Qualitätsmerkmale bei Fertigung, Errichtung und Betrieb.
- Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen in dem sicherheitstechnisch notwendigen Umfang.

Darüber hinaus sind für das Erreichen einer hohen Zuverlässigkeit bei der Auslegung von Sicherheitseinrichtungen außerdem Auslegungsgrundsätze anzuwenden wie (BMUB 2015, 3.1 (3))

- Redundanz, Diversität, Entmaschung und räumliche Trennung redundanter Teilsysteme, Automatisierung sowie die
- Bevorzugung passiver gegenüber aktiven Sicherheitseinrichtungen.

Neben den sicherheitstechnischen Eigenschaften des Reaktors selbst ist das mögliche Ereignis- bzw. Störfallspektrum zu analysieren. Dabei können interne Ereignisse wie ein Ausfall von Pumpen, der Verlust einer Stromversorgung von Einrichtungen, Leckagen an Rohrleitungen oder auch

Einwirkungen von innen wie interne Brände eine wesentliche Rolle spielen. Daneben sind auch Einwirkungen von außen (EVA) zu berücksichtigen (WENRA 2014; BMUB 2015). Bei EVA sind einerseits naturbedingte Ereignisse wie Erdbeben (IAEA 2010), externe Überflutungen oder extreme Wettereinwirkungen (IAEA 2011a) zu berücksichtigen. Weiterhin müssen zivilisatorische Einwirkungen betrachtet werden, wie ein unfallbedingter oder terroristisch motivierter Flugzeugabsturz sowie Cyberattacken oder Sabotage (IAEA 2017b), die in Deutschland auch unter dem Begriff der Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter (SEWD) erfasst werden. Ebenso sind Fragen der Sicherung und der Wechselwirkung zwischen der Sicherheit und der Sicherung zu beachten. Bei mehreren Anlagen auf einem Anlagengelände müssen mögliche sicherheitstechnische Wechselwirkungen zwischen diesen Anlagenteilen analysiert werden.

Für den Nachweis der Sicherheit eines Kernkraftwerks ist eine umfangreiche Nachweisführung erforderlich, vergleiche beispielsweise (BMUB 2015, Kapitel 5 sowie Anhang 5). Diese basiert u. a. auf Modellbildungen und der Verwendung von Rechencodes. Bei einer Anwendung auf neue Reaktorsysteme muss die Anwendbarkeit dieser Methoden und die Übertragbarkeit der zugrunde liegenden experimentellen Validierung dieser Modelle und Methoden geprüft werden.

Im Folgenden werden von den Entwicklern von SMR-Konzepten genannte wichtige sicherheitstechnische Eigenschaften ihrer Konzepte dargestellt. Sie werden an den hier benannten sicherheitstechnischen Anforderungen gespiegelt, die bereits heute für neue Kernreaktoren heranzuziehen sind. Die Bewertung kann dabei nur auf Basis typischerweise weniger, vom Entwickler öffentlich verfügbar gemachter Informationen sowie allgemeinerer wissenschaftlicher Erkenntnisse erfolgen. Eine vertiefte Prüfung der Sicherheit eines konkreten SMR-Konzepts ist typischerweise Gegenstand eines behördlichen Genehmigungsprozesses, vergleiche Kapitel 4.2.

5.2 Allgemeine Sicherheitseigenschaften

Für SMR-Konzepte wird von vielen Experten ein gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren erhöhtes Sicherheitsniveau erwartet (Abdulla et al. 2013). Als ein quantitatives Maß hierfür werden auch die Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsuntersuchungen herangezogen (Petrovic 2021).

International wird in Ergänzung zu deterministischen Sicherheitsanalysen die Durchführung von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) für Kernkraftwerke gefordert (IAEA 2016b). In Deutschland muss durch eine PSA in Ergänzung der deterministischen Nachweisführungen die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung überprüft werden (BMUB 2015). Die PSA dient insbesondere dazu, eventuell bestehende Schwachstellen (Schwachstellenanalyse) einer Anlage qualitativ und quantitativ festzustellen und die Ausgewogenheit des sicherheitstechnischen Anlagenkonzepts beurteilen zu können.

PSA können für einen unterschiedlich großen Umfang auslösender Ereignisse (interne und externe Auslöser, vergleiche Kapitel 5.4), für unterschiedliche Betriebszustände (also ausgehend vom Leistungs- oder vom Nichtleistungsbetrieb) und mit unterschiedlicher Reichweite (bspw. bis zum Eintritt von Kernschadenszuständen oder bis zur Analyse von Freisetzungen) durchgeführt werden (BMU 2005; FAK PSA 2005b).

Dabei gibt es verschiedene wichtige Kenngrößen, die typischerweise als Ergebnisse einer PSA angegeben werden. Dies sind einerseits die Kernschadenshäufigkeit, also die Häufigkeit, mit der ein Ereignisablauf nicht mehr auslegungsgemäß beherrscht wird und Kernmaterial im Reaktor oder im Brennelement-Lagerbecken zu schmelzen beginnt. Andererseits wird auch die Wahrscheinlichkeit für große und/oder frühe Freisetzungen angegeben. Eine Freisetzung wird in Deutschland als groß

bezeichnet, wenn sie einschneidende Maßnahmen des Katastrophenschutzes außerhalb der Anlage erfordern kann. Unter frühen Freisetzungen wird typischerweise eine Freisetzung innerhalb weniger Stunden nach Eintritt eines Ereignisses verstanden (BMU 2005). Sowohl hinsichtlich der genauen Definitionen von Kernschadenshäufigkeiten als auch von großen und/oder frühen Freisetzungen bestehen international Unterschiede, so dass bereits aus diesem Grund die angegebenen Werte nur bedingt vergleichbar sind.

Die jeweiligen Methoden und Daten zur Durchführung von probabilistischen Analysen befinden sich in einer kontinuierlichen Weiterentwicklung. Dazu trägt einerseits die verbesserte Qualität der Datenbasis zu Betriebs- und Ausfallverhalten von Komponenten bzw. Systemen bei (FAK PSA 2005a). Aber auch moderne Methoden zur Bewertung spezieller Ereignisse wie insbesondere naturbedingte Einwirkungen von außen (vgl. Kapitel 5.4.2) oder auch die Bedeutung von Personalmaßnahmen spielen in PSA bei heutigen Kernkraftwerken eine wichtige Rolle (FAK PSA 2016).

Konkrete Zahlenwerte für die Ergebnisse von PSA sind vor diesem Hintergrund immer stark vom tatsächlich analysierten Ereignisspektrum und den berücksichtigten Betriebszuständen abhängig. Insbesondere das zu analysierende Ereignisspektrum kann für SMR-Konzepte deutlich vom Ereignisspektrum abweichen, welches für heutige Leichtwasserreaktoren zu berücksichtigen ist, vergleiche hierzu Kapitel 5.4.

Vor diesem Hintergrund verweisen verschiedene SMR-Konzepte explizit darauf, ein gegenüber heutigen großen Leistungsreaktoren deutlich vereinfachtes Design aufzuweisen, so beispielsweise die Konzepte (vergleiche Anhang 6.2):

- 4S, CAREM, mPower, NuScale, SMART, SMR-160, Westinghouse SMR, U-Battery.

Durch Vereinfachungen im Design ergeben sich demnach weniger (zusätzliche) Versagensmöglichkeiten von Strukturen, Systemen und Komponenten, was zu einer geringeren Wahrscheinlichkeit von nicht beherrschten Ereignisabläufen führen kann.

Weiterhin ist die Qualität der Ergebnisse von PSA stark von den verwendeten Methoden und Daten abhängig. So verweist die kanadische Aufsichtsbehörde im Rahmen ihrer Vorprüfung des SMR-160-Konzepts darauf, dass Methoden der PSA für dieses Konzept vom Hersteller noch nicht entwickelt worden seien. Sie hinterfragt beim MMR-Konzept die Angemessenheit der im Rahmen probabilistischer Sicherheitsanalysen verwendeten Methoden, vergleiche Kapitel 4.2.2.

Die den PSA zugrundeliegenden Daten beruhen auf statistischen Auswertungen zur Ausfallwahrscheinlichkeit von Komponenten in Kernkraftwerken, die mittlerweile über mehrere Jahrzehnte in kommerziell betriebenen Kraftwerken gewonnen werden konnten (FAK PSA 2016). Dabei stellen sich immer auch Fragen zur Übertragbarkeit der gesammelten Daten, wenn Komponenten in anderen Einsatzbereichen beziehungsweise unter anderen Einsatzbedingungen verwendet werden sollen. So wurde beispielsweise im Zusammenhang mit der Design-Genehmigung des NuScale-Konzepts in den USA darauf verwiesen, dass für das vorgesehene Material für die Dampferzeugerhüllrohre (690TT) unter den im NuScale-Design vorgesehenen Einsatzbedingungen ein spezieller Versagensmechanismus zu berücksichtigen ist (ACRS 2020b). Für neuartige Komponenten, die so bislang noch nicht in Kernkraftwerken eingesetzt werden, liegen zunächst keine Zuverlässigkeitskenngrößen vor. Dies gilt insbesondere für nicht-wassergekühlte Konzepte, bei denen im Vergleich zu heutigen Leichtwasserreaktoren nur sehr begrenzte Informationen zur Zuverlässigkeit von Strukturen, Systemen und Komponenten aus dem Betrieb einiger Forschungs- und Demonstrationsreaktoren vorliegen. So wird beispielsweise beim BREST-

OD-300 für den geplanten ersten Prototypreaktor explizit die Bestimmung der Lebensdauern von Komponenten als ein Entwicklungsziel angegeben (IAEA 2020a, 200). Vor diesem Hintergrund ist für SMR-Konzepte mit einer höheren Unsicherheit hinsichtlich der Ergebnisse von PSA zu rechnen.

Entsprechend verweisen insbesondere wassergekühlte SMR-Konzepte darauf, eine hohe Qualität aufgrund der Nutzung bekannter Leichtwasserreaktor-Technologien gewährleisten zu können, vergleiche Anhang 6.2:

- BWRX-300, NuScale, SMART, Westinghouse SMR.

Damit verweisen SMR-Konzepte einerseits auf die Nutzung der vorhandenen Betriebserfahrung, um technologische Risiken und die Gefahr von Auslegungsfehlern zu minimieren. Andererseits bestehen damit nur eingeschränkte Möglichkeiten, „neue“ technologische Ansätze zur Reduzierung bekannter Sicherheitsrisiken zu nutzen.

Als weiterer potenzieller Vorteil von SMR-Konzepten wird eine höhere Qualität aufgrund der Möglichkeit zur verstärkten Herstellung von Komponenten oder ganzen Reaktormodulen in zentralen Produktionsstätten gesehen. In diesen soll durch kontrollierte Arbeitsbedingungen auch ein höherer Qualitätsstandard in der Herstellung erreicht werden (Boarin et al. 2021). Durch eine höhere Qualität von Systemen, Strukturen und Komponenten (Systems, Structures and Components, SSC) kann demnach die Häufigkeit von auslösenden Ereignissen (durch Komponentenversagen) ebenso reduziert werden wie das Risiko nicht beherrschter Ereignisabläufe durch Ausfälle von erforderlichen Sicherheitseinrichtungen. Ein grundsätzlicher Ausschluss von Ereignissen ist dadurch jedoch nicht erreichbar. Die Möglichkeit der „industriellen“ Herstellung von SSC ist begrenzt durch die Anforderungen an eine Transportierbarkeit, vergleiche hierzu auch Kapitel 3.4. Weiterhin besteht auch bei industrieller Serienproduktion das Risiko, dass aufgrund von Betrug und Fälschung Komponeten nicht die geforderte Qualität erfüllen (NEA; CNRA 2011; HCTISN 2017; Cadet-Mercier 2017; MMC 2018). Entsprechend sind, wie auch bei heutigen Kernkraftwerken, gesonderte Maßnahmen zur Sicherstellung der geforderten Qualität erforderlich (NEA; CNRA 2013).

Will man die oben genannten Kenngrößen der Kernschadenshäufigkeit und/oder der Häufigkeit für große und/oder frühe Freisetzungen aus PSA für die Diskussion heranziehen, stellt sich zunächst die Frage, welche Ergebnisse für heutige Kernkraftwerke ausgewiesen werden können.

Bereits die für existierende Kernkraftwerke vorliegenden Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen weisen eine sehr große Bandbreite auf. Für die ältere Anlage Beznau in der Schweiz verweist beispielsweise (Richner 2016) darauf, dass die probabilistisch bestimmte Kernschadenshäufigkeit der Anlage im Jahr 1986 bei einem Wert von 10^{-3} pro Jahr lag. Durch umfangreiche Nachrüstungen sei dieser Wert bis zum Jahr 2000 auf knapp unter 10^{-5} pro Jahr verbessert worden.

Für die zuletzt in Deutschland errichteten, weitgehend standardisierten Kernkraftwerke vom Konvoi-Typ wie Isar-II und Neckarwestheim-(GKN)-II wurden im Rahmen des europäischen Stresstests PSA-Ergebnisse veröffentlicht. So gibt (EnBW 2011) für die Anlage GKN-II einen Wert für die Kernschadenshäufigkeit von $5{,}4*10^{-6}$ pro Jahr (bei Berücksichtigung von Ereignissen ausgehend vom Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb) an. Für große, frühe Freisetzungen (ausgehend vom Leistungsbetrieb bei Berücksichtigung interner Ereignisse und interner Überflutungen) wird ein Wert von $3{,}2*10^{-8}$ pro Jahr ausgewiesen. Für die Anlage Isar-II gibt (e on 2011) einen Wert für die Kernschadenshäufigkeit von $4{,}3*10^{-7}$ pro Jahr (ausgehend vom Leistungsbetrieb bei Berücksichtigung interner und externer Ereignisse) bzw. $1{,}1*10^{-7}$ pro Jahr (ausgehend vom

Nichtleistungsbetrieb bei Berücksichtigung interner Ereignisse) an. Für große, frühe Freisetzungen (ausgehend vom Leistungsbetrieb für interne Ereignisse außer Brand) weist die Anlage einen Wert von $3{,}1*10^{-11}$ pro Jahr aus.

Sowohl für die Kernschadenshäufigkeit wie für die Häufigkeit großer früher Freisetzungen können die Ergebnisse heutiger Leichtwasserreaktoren also durchaus um mehrere Größenordnungen voneinander abweichen. Neben den tatsächlichen materiellen Unterschieden in den Anlagen sind hierfür auch die Unterschiede in den verwendeten Methoden und Daten sowie den jeweils berücksichtigten Ereignisabläufen und Betriebszuständen mit verantwortlich.

Verschiedene SMR-Konzepte geben ebenfalls Werte für die im Rahmen von PSA ausgewiesenen Kenngrößen an, auch diese streuen in erheblichem Umfang, vergleiche Anhang 6.2:

- So wird für den PHWR-220 ein Wert für die Kernschadenshäufigkeit von weniger als 10^{-5} pro Jahr angegeben.
- PRISM erwartet eine Kernschadenshäufigkeit kleiner 10^{-6} pro Jahr.
- Niedrigere Werte weisen vor allem die wassergekühlten SMR-Konzepte auf, so gibt BWRX-300 einen Wert der Kernschadenshäufigkeit von weniger als 10^{-7} pro Jahr an, Westinghouse SMR von $5*10^{-8}$ pro Jahr.
- Für große, frühe Freisetzungen (ausgehend von internen Ereignissen) gibt BWRX-300 einen Wert von weniger als 10^{-8} pro Jahr an.

Im Rahmen der Design-Genehmigung für sein Konzept mit einer elektrischen Leistung von 50 MW_e hat NuScale in den USA einen Wert für die Kernschadenshäufigkeit von $3*10^{-10}$ pro Jahr angegeben, für eine große Freisetzung einen Wert von $2{,}3*10^{-11}$ pro Jahr (NuScale Power 2020d).[155]

Gemäß (Petrovic 2021, 206) liegen die von SMR-Konzepten ausgewiesenen Werte für die Kernschadenshäufigkeit typischerweise in einem Bereich von 10^{-7} bis 10^{-8} pro Jahr, die Werte für große frühe Freisetzungen um mindestens eine Größenordnung darunter.

Bei der Interpretation dieser Zahlenwerte ist zu berücksichtigen, dass sich die gemachten Angaben jeweils auf ein „Reaktorbetriebsjahr“ beziehen. Hierbei ist zu beachten, dass eine einzelne SMR-Anlage eine um einen Faktor 5-1000 geringere elektrische Leistung aufweisen kann, als ein heutiger großer Leistungsreaktor.[156]

SMR-Konzepte werden nicht nur für spezifische Einsatzgebiete wie beispielsweise zur Meerwasserentsalzung oder zu Versorgung entlegender Regionen diskutiert, vergleiche hierzu Kapitel 3.2, sondern auch als Lösung im Kontext der Bekämpfung der Gefahren des Klimawandels zur globalen Stromversorgung vorgeschlagen. Für diesen Fall wäre als Vergleichsmaßstab bei einem möglichen Einsatz von SMR-Konzepten als Ersatz für Reaktoren mit großer Leistung die jeweils erzielte Stromproduktion zugrunde zulegen.

Entsprechend wäre zur Bereitstellung derselben Leistung eine um den Faktor 5-1000 größere Anzahl an Anlagen und damit auch eine um den Faktor 5-1000 größere Anzahl an

[155] Diese Werte können allerdings mit erheblichen Unsicherheiten behaftet sein, vergleiche die Diskussion in Kapitel 4.2.1.1.

[156] Kernkraftwerke mit großer Leistung weisen heute Leistungen von 1.000-1.600 MW_e auf, die in Anhang 6.2 betrachteten SMR-Konzepte weisen geplanten Leistungen von 1,5-300 MW_e auf.

„Reaktorbetriebsjahren“ für die gleiche Stromproduktion erforderlich wie bei einem großen Leistungsreaktor. Dies würde wiederum zu einer um diesen Faktor erhöhten Häufigkeit für Kernschadenszustände beziehungsweise große und/oder frühe Freisetzungen führen. Allerdings sind entsprechend der geringeren Leistung auch die Inventare an radioaktiven Stoffen in einer Anlage reduziert. Dadurch reduzieren sich potenziell die Freisetzungen im Falle eines Unfalls, vergleiche hierzu Kapitel 5.5.

5.2.1 Fazit

Für SMR-Konzepte wird von vielen Experten ein gegenüber heutigen in Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren erhöhtes Sicherheitsniveau erwartet.

Dazu soll unter anderem ein gegenüber heutigen großen Leistungsreaktoren vereinfachtes Design beitragen. Weiterhin wird eine höhere Qualität aufgrund der Möglichkeit zur verstärkten Herstellung von Komponenten oder ganzen Reaktormodulen in zentralen Produktionsstätten erwartet.

Als Maß für das erreichte Sicherheitsniveau eines SMR-Konzepts werden verschiedentlich integrale Kenngrößen aus probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) herangezogen, wie beispielsweise die Häufigkeit, mit der ein Kernschaden oder große und/oder frühe Freisetzungen pro Reaktorbetriebsjahr zu erwarten sind.

Grundsätzlich dienen PSA zur Überprüfung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung eines Kernkraftwerks. Die Ergebnisse integraler Kenngrößen sind mit Vorsicht zu verwenden, da sie stark von den verwendeten Methoden und Daten abhängen können. Auch müssen für SMR-Konzepte PSA-Methoden noch weiterentwickelt beziehungsweise angepasst werden, so dass gerade integrale Kenngrößen mit hohen Unsicherheiten behaftet sein können.

Konkrete Zahlenwerte für die Ergebnisse von PSA sind immer stark vom tatsächlich analysierten Ereignisspektrum und den berücksichtigten Betriebszuständen abhängig. Insbesondere das zu analysierende Ereignisspektrum kann für SMR-Konzepte deutlich vom Ereignisspektrum abweichen, welches für heutige Leichtwasserreaktoren zu berücksichtigen ist.

Nicht für alle SMR-Konzepte zeigen die ausgewiesenen Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen ein gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren eindeutig erhöhtes Sicherheitsniveau.

Insbesondere für nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte sind Methoden der PSA noch (weiter) zu entwickeln und Zuverlässigkeitskenngrößen neu zu bestimmen.

Auch für große Kernkraftwerke werden niedrige PSA-Kenngrößen abgeleitet. Damit ist offen, inwieweit spezifische SMR-Konzepte – unter Berücksichtigung der erforderlichen größeren Anzahl von Reaktoren zur Bereitstellung der gleichen elektrischen Energieproduktion – tatsächlich eine relevant erhöhte Sicherheit erreichen werden.

5.3 Zentrale Sicherheitsfunktionen

5.3.1 Einschluss der radioaktiven Stoffe, Containment

Zur Sicherstellung des zuverlässigen Einschlusses der radioaktiven Inventare wird für die bisherig realisierten Reaktorkonzepte i. d. R. das Konzept der gestaffelt angeordneten Barrieren angewandt

(Konzept des gestaffelten Einschlusses, Barrierenkonzept), zusammen mit nach Sicherheitsebenen gestaffelt vorhandenen Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz dieser Barrieren (DiD-Konzept).

Bei heutigen Leichtwasserreaktoren sind dies die drei Barrieren

1. Brennstabhüllrohr,
2. Reaktorkühlkreislauf und das
3. Reaktorcontainment (in den deutschen Anlagen beispielsweise ein Volldruck-Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl samt umgebender Betonstruktur, in Frankreich beispielsweise eine Doppel-Containmentstruktur aus Beton).

Die umgebende äußere Betonstruktur hat zudem den Schutz gegen natürliche und zivilisatorische Einwirkungen von außen sicherzustellen, vergleiche Kapitel 5.4.2.

Im englischen Sprachgebrauch wird der Begriff „Containment“ definiert als (IAEA 2019a):

> *„Methods or physical structures designed to prevent or control the release and the dispersion of radioactive substances.”*

In Deutschland definiert (KTA 2017) den Sicherheitseinschluss:

> *„Sicherheitseinschluss (Reactor containment): Der Sicherheitseinschluss ist das System aus Reaktorsicherheitsbehälter und umgebendem Gebäude sowie den Hilfssystemen zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Reaktorsicherheitsbehälter.“*

Im Folgenden wird der Begriff „Reaktorcontainment“ als Bezeichnung für die o.g. dritte Barriere verwendet.

Bei den heutigen Leichtwasserreaktoren wird als einer der auslegungsbestimmenden Störfälle ein Bruch des Reaktorkühlkreislaufs (Kühlmittelverluststörfall) und somit ein Versagen der o. g. zweiten Barriere postuliert. Da bei diesem Störfall zudem das Versagen zumindest eines Anteils von Brennstabhüllrohren nicht auszuschließen ist, übernimmt das Reaktorcontainment (als verbleibende Barriere) im Hinblick auf die Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung hier, aber insbesondere auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen mit Kernschmelzszenarien, eine entscheidende Rolle zur Sicherstellung des Aktivitätseinschlusses. Zum Schutz des Containments insbesondere auch gegen Einwirkungen von außen trägt typischerweise auch das Reaktorgebäude bei, siehe hierzu Kapitel 5.4.2.

Für wassergekühlte SMR-Konzepte werden typischerweise klassische Containment-Konzepte genannt, bspw.:

- Druckbegrenztes Containment (BWRX-300),
- Stahlbeton mit Stahlliner (CAREM),
- Volldruck-Stahlcontainment (mPower, NuScale, Westinghouse SMR),
- Containment mit Druckabbausystem (SMART),
- zweifaches Containmentsystem mit einem Primärcontainment aus Spannbeton und einem Sekundärcontainment aus Stahlbeton (PHWR-220),
- freistehendes Stahlcontainment mit Stahlbeton-Schutzummantelung (SMR-160),
- einfaches Containment (ACPR50S) und

- Doppelcontainment (RITM-200M).

Auch für verschiedene, nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte werden unterschiedliche Containmentfunktionen wie bei heutigen Leistungsreaktoren aufgeführt:

- Für HTR-Konzepte:
  - Reaktorgebäude mit Venting (HTR-PM, PBMR-400, Xe-100).
- Für Reaktoren mit schnellen Neutronenspektrum
  - Schutzhülle für das Primärsystem (4S, ARC-100), beim ARC-100 zusätzlich Einschluss des Gesamtsystems in ein Containment, dessen Einschlusseigenschaften noch nicht näher spezifiziert sind,
  - Reaktorbehälter aus Stahlbeton (BREST-OD-300),
  - mehrere verbundene Containment-Kammern mit spezifizierter Leckagerate (EM^2).
- Für Salzschmelzereaktoren:
  - Einhausung des Kernmoduls (IMSR),
  - Metall-Liner der den Reaktorbehälter und den primären Kühlkreislauf umfasst (SSR-300),
- Bei Mikroreaktoren:
  - Geschlossenes Containment oder druckentlastendes Confinement möglich (U-Battery).

Bei vielen SMR-Konzepten ergeben sich somit keine grundlegenden Unterschiede zum bisherigen Ansatz des Reaktorcontainments. Im Hinblick auf die konkrete Auslegung sind aber die Eigenschaften des Reaktorkerns und des Kühlmittels bei den zu unterstellenden Ereignissen bzw. deren Folgewirkungen auf die Wirksamkeit des Reaktorcontainments zu beachten. So ist beispielsweise bei natriumgekühlten SMR-Konzepten zwar kein hoher Druckaufbau zu erwarten, es darf jedoch nicht zu einem Kontakt von Natrium mit aus Betonstrukturen austretendem Wasser infolge hoher Temperaturen kommen.

Andere SMR-Konzepte verfolgen den Ansatz, den Einschluss der radioaktiven Inventare ohne ein dichtes Reaktorcontainment sicherstellen zu wollen. Bei diesen Designs soll der Einschluss vorrangig durch spezifische Eigenschaften des Brennstoffs erfolgen. Dabei existieren unterschiedliche Ansätze für die zum Einschluss kreditierten Barrieren.

Viele Hochtemperaturreaktor (HTR)-Konzepte sollen TRISO-Brennstoff einsetzen. Dieser Brennstoff ist von zwei Schichten pyrolytischem Kohlenstoff, die von einer Schicht Siliziumcarbid getrennt sind, umgeben, womit ein Brennstoffteilchen mit einem Durchmesser von etwa 1 Millimeter erzeugt werden soll (NRC 2004). Diese Mehrfachschichten sollen die radioaktiven Spaltprodukte, die bei der Spaltung im Brennstoff entstehen, zurückhalten. Die Brennstoffpartikel und die umgebenden Schichten werden als tristrukturell-isotroper (TRISO) Brennstoff bezeichnet.

Der Einsatz von TRISO-Brennstoff oder vergleichbaren Brennstoffen wird bei den HTR-Konzepten HTR-PM, PBMR-400 und Xe-100 sowie den als Mikroreaktoren eingeordneten SMR-Konzepten eVinci, MMR und U-Battery vorgesehen. TRISO-Brennstoff könnte auch für andere Reaktorkonzepte mit sehr hohen Temperaturen oder mobilem, z. B. flüssigem Brennstoff genutzt werden. TRISO-Brennstoffe werden nach wie vor weiterentwickelt. Am US-amerikanischen Oak

Ridge Laboratory soll hierzu ein Forschungsreaktor (Transformational Challenge Reactor, TCR) errichtet werden. Der Mikroreaktor soll mit TRISO-Brennstoff mit Urannitrid betrieben werden (Ade et al. 2020), für welches die BWXT Nuclear Operations Group, Inc (NOG) die Herstellung übernehmen soll. Wesentliche Bestandteile des Reaktors sollen mit 3D-Druck-Verfahren hergestellt werden.[157] Eine andere Entwicklung besteht darin, TRISO Partikel mit einer weiteren keramischen Schicht bzw. einer Keramikmatrix zu umgeben (TRISO in SiC Matrix). So wird beim MMR neben TRISO in Graphitblöcken auch FCM (Fully Ceramic Microencapsulated) Brennstoff erforscht, um die Einschlusseigenschaften weiter zu verbessern. [158]

Die beiden bisher konstruierten HTR-Typen unterscheiden sich darin, wie der TRISO-Brennstoff in den Reaktor eingebracht wird. In einem prismatischen HTR werden die TRISO-Brennstoffpartikel mit Graphit als Matrix zu prismatischen Stäben geformt und in Schächte in einer größeren Graphitstruktur eingesetzt. In Kugelhaufenreaktoren (Pebble Bed Modular Reactors, PBMRs) sind etwa 11.000 dieser TRISO-Brennstoffpartikel in Graphitkugeln eingebettet, die jeweils einen Durchmesser von etwa 6 Zentimetern haben (Kindt und Haque 1992). Die Brennstoffkugeln werden dem Reaktor kontinuierlich zugeführt und bewegen sich ständig durch den Kern. Der Reaktorkern enthält zu jedem Zeitpunkt Tausende dieser Brennstoffkugeln. Ein kontinuierlicher Brennstoffaustausch wird als Vorteil angesehen, da der Reaktor nicht periodisch abgeschaltet werden muss. Aus sicherheitstechnischer Sicht führt Brennstoff, der sich während des Betriebs bewegt, jedoch zwangsläufig zu Unsicherheiten über die genaue Zusammensetzung des Kerns bzw. den genauen Ort des Brennstoffs (Englert et al. 2017).

Die Verwendung von TRISO-Brennstoff wird als wichtiges Sicherheitsmerkmal von HTR angesehen. Die Sicherheitsphilosophie basiert dabei auf der Prämisse, dass unter allen normalen Betriebsbedingungen und bei Auslegungsstörfällen die Integrität der Beschichtungen der Brennstoff-Partikel erhalten bleibt (Clapisson und Mysen 2002) und die Spaltprodukte sowohl während des Betriebs als auch bei Auslegungsstörfällen wirksam in den Brennstoffpartikeln und der Graphitmatrix eingeschlossen bleiben. Dies soll zu einem relativ niedrigen Quellterm für eventuelle radioaktive Freisetzungen und folglich zu geringen oder akzeptablen Umweltauswirkungen führen. Zusammen mit anderen Sicherheitseigenschaften von HTRs (z. B. träges und selbstregulierendes Verhalten bei entsprechender Auslegung im Falle von Kühlmittelverluststörfällen) soll diese Eigenschaft von TRISO-Brennstoff ausreichen, um beim Design einiger HTRs nur ein belüftetes Niederdruckcontainment ohne Aktivitätsrückhaltefunktion vorzusehen und somit auf ein Reaktorcontainment, wie es in heutigen Leichtwasserreaktoren verwendet wird, zu verzichten (Englert et al. 2017).

Es werden jedoch unterschiedliche Mechanismen beschrieben, wie es zu einem Partikelversagen kommen kann:

- Für den sicheren Einschluss im Brennstoff dürfen typischerweise Temperaturen von ca. 1600°C nicht überschritten werden, da der Brennstoff ab dieser Temperatur Spaltprodukte nicht mehr sicher in sich zurückhält. Der Grenzwert von 1600°C ist dabei kein fester Wert. Je nach Spaltprodukt und Temperatur können Teile des Spaltproduktinventars der Brennstoffpartikel durch die Partikelbeschichtungen diffundieren, dies selbst unter normalen Betriebsbedingungen

[157] https://world-nuclear-news.org/Articles/BWXT-to-produce-TRISO-fuel-for-3D-printed-reactor, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[158] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/USNC-opens-SMR-fuel-development-laboratory, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

(Minato et al. 2000; Merwe und Clifford 2008), insbesondere kann dies bei metallischen Spaltprodukten der Fall sein (Kim et al. 2015).

- Diese Diffusion wird verstärkt, wenn defekte Beschichtungen vorhanden sind, was bei der industriellen Herstellung von Brennstoffpartikeln nicht vollständig vermieden werden kann. Es wird daher typischerweise bei der industriellen Fertigung ein Grenzwert an erlaubten Partikeln festgelegt, die defekt sein können. Partikelschäden können auch beim Betrieb durch den Abbrand entstehen. Die diesbezüglichen Zusammenhänge sind bisher noch nicht genau verstanden (IRSN 2015; Moormann 2011). Ebenso könnten bei bestimmten Unfallabläufen (Wasser-, Lufteinbruch) chemische Reaktionen oder mechanische Einwirkungen die Partikelbeschichtung beschädigen. Daher verfolgen verschiedene SMR-Konzepte unterschiedliche Ansätze, um solche Unfallabläufe ausschließen zu können. So soll beispielsweise beim PBMR-400 durch Designmaßnahmen ein Wassereinbruch in den Reaktorkern ausgeschlossen und ein Lufteintrag begrenzt werden. Bei U-Battery soll ein Eindringen von Wasser und Luft unter allen Normalbetriebs- und Störfallbedingungen ausgeschlossen sein.

So freigesetzte, nicht gasförmige Spaltprodukte können sich an Graphitstaub im Reaktor festsetzen. Graphitstaub ist in einem HTR nicht zu vermeiden und verteilt sich durch das heiße Kühlmittel (in der Regel Helium) im gesamten Kühlkreislauf des Reaktors. Der Staub setzt sich vor allem an kalten Teilen der Anlage und an Biegungen und Ecken ab. Bei Stör- oder Unfällen kann der Graphitstaub dann wieder mobilisiert werden (z. B. Auswaschung bei Wassereinbruch) und zum Quellterm beitragen. Das Verhalten von Graphitstaub unter Störfallbedingungen ist bisher nicht ausreichend verstanden.

Wesentliche Unterschiede bezüglich des Einschlusses radioaktiver Stoffe gegenüber heutigen Kernreaktoren weisen Salzschmelzereaktoren (MSR) auf. Bei diesen ist ein großer Anteil des radioaktiven Inventars nicht in gasdichten Brennstäben eingeschlossen, sondern liegt in einer Salzschmelze gelöst im Kühlkreislauf vor. Für den Einschluss der radioaktiven Stoffe werden bei diesen Systemen typischerweise drei Barrieren (die Salzschmelze selbst, der Reaktorbehälter sowie eine Einhausung des Reaktorbehälters) kreditiert.

Es kann grundsätzlich von einer guten Löslichkeit vieler Spaltprodukte in den diskutierten Salzschmelzen und daher von einer geringen Freisetzung aus der Salzschmelze ausgegangen werden. So bezeichnet beispielsweise der IMSR die Rückhaltefähigkeit der Salzschmelze als eine erste Barriere, vergleiche auch Anhang 6.2.5.1.

Allerdings sind die Löslichkeitsgrenzen verschiedener Spaltprodukte in Salzschmelzen bislang nicht gut bekannt. Dadurch bestehen Unsicherheiten hinsichtlich der Rückhaltefähigkeit von Salzschmelze insbesondere auch bei Stör- und Unfällen (Holcomb 2015). Zudem werden verschiedene gasförmige Spaltprodukte in den Salzschmelzen nicht zurückgehalten. Auch kommt es in MSRs grundsätzlich zu einer hohen Tritiumproduktion, was besondere Anforderungen an den Einschluss stellt (Wu et al. 2015). Beim IMSR soll daher eine Salzschmelze ohne Lithium oder Berylliumanteile verwendet werden, um die Tritiumproduktion zu minimieren.

Als zweite Barriere ist beim IMSR der Reaktorbehälter vorgesehen. Dieser ist als integraler Reaktorbehälter geplant und enthält damit neben dem primären Kühlkreislauf auch die Umwälzpumpen und die Wärmetauscher, ähnlich den integralen Reaktordruckbehältern verschiedener wassergekühlter SMR-Konzepte. Dieser Reaktorbehälter ist für eine Betriebszeit von sieben Jahren vorgesehen und soll während dieser Zeit (vor Ort) nicht geöffnet werden müssen. Der

Reaktorbehälter wird beim IMSR wiederum von einer externen Einhausung eingeschlossen, die als dritte Barriere zum Einschluss für den Fall von Leckagen am Reaktorbehälter dienen soll.

Einen anderen Ansatz zum Einschluss der radioaktiven Stoffe verfolgt der SSR-W300. Bei diesem wird die als Brennstoff verwendete Salzschmelze von der zur Kühlung verwendeten Salzschmelze getrennt. Die Brennstoff-Salzschmelze wird, ähnlich den heutigen Reaktorkonzepten in ein Brennstoffhüllrohr eingeschlossen. Damit wird eine unmittelbare Freisetzung der radioaktiven Stoffe aus dem Brennstoff in das Kühlmittel verhindert.

5.3.1.1 Fazit

Für wassergekühlte SMR-Konzepte werden vergleichbare Containment-Konzepte verfolgt, wie sie für heutige Leichtwasserreaktoren üblich sind.

Konkrete Festlegungen darüber, inwieweit bei SMR-Konzepten, die infolge von kreditierten besonderen Einschlusseigenschaften des Brennstoffs auf ein Reaktorcontainment verzichten wollen, dennoch ein ausreichend wirksamer und zuverlässiger Einschluss der Aktivitätsinventare erreicht werden kann, liegen bislang noch nicht vor. Hierfür wäre spezifisch zu zeigen, dass ereignisabhängig die Systeme, Strukturen und Komponenten, die für die radiologische Containment-Funktion erforderlich sind, identifiziert und die jeweilig erforderlichen Rückhaltekriterien an diese Systeme, Strukturen und Komponenten quantitativ entwickelt sind, siehe hierzu auch Kapitel 4.1.2.

Dies gilt auch für HTR-Reaktorkonzepte, bei denen die direkte Beschichtung des Brennstoffs mit einer Schutzhülle aus Siliciumcarbid und pyrolytischem Kohlenstoff (TRISO-Brennstoff) den Verzicht auf ein Reaktorcontainment ermöglichen soll. Hierzu ist anzumerken, dass auch bei Betriebstemperaturen unterhalb der Versagensgrenze für die Einschlussfunktion von ca. 1600°C schon Diffusion von radioaktiven Isotopen aus dem Brennstoff auftreten kann. Ob und wieviel Radioaktivität während Stör- oder Unfällen freigesetzt wird, hängt dann von den maximalen Temperaturen im Brennstoff, der Zeitdauer des Überschreitens einer kritischen Temperatur, dem Verhalten des Brennstoffs unter korrosiven Bedingungen, der Bestrahlungsgeschichte und der Fehlerquote bei der Brennstofffertigung ab. Diese Parameter unterliegen Unsicherheiten, die bei einer Sicherheitsanalyse berücksichtigt werden müssen, insbesondere dann, wenn das Reaktorkonzept kein druckdichtes Reaktorcontainment vorsieht.

Spezifisch mit Blick auf Salzschmelzereaktoren ergeben sich relevante Unterschiede zum Einschluss der radioaktiven Stoffe, wenn der Brennstoff – anders als bei heutigen Leichtwasserreaktoren – nicht in einem Hüllrohr als Barriere eingeschlossen ist. Der Nachweis der funktionellen Wirksamkeit des Containments muss für solche Anlagen neu definiert werden, vergleiche hierzu beispielsweise Kapitel 4.1.4.

5.3.2 Kontrolle der Reaktivität

Mit dem Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ soll sichergestellt werden,

- dass erstens die Dynamik der nuklearen Kettenreaktion und damit der Leistungsfreisetzung im Reaktor zu jeder Zeit so kontrolliert stattfindet, dass keine Überhitzung des Reaktors eintritt,
- und zweitens, dass der Reaktor jederzeit abgeschaltet und dauerhaft unterkritisch gehalten werden kann.

Dies soll auf allen Sicherheitsebenen des DiD-Konzepts erfüllt sein, somit auch bei Änderungen der neutronenphysikalisch wirksamen Bedingungen im Reaktorkern wie sie bei Störfällen oder Unfällen eintreten können. Für bestehende Leichtwasserreaktoren wird ein Wiederkritischwerden des Reaktors im Verlauf von Störfall- oder Unfallabläufen im Einzelfall akzeptiert, beispielsweise bei einer schnellen Abkühlung des Reaktors, wenn sich dies auslegungsgemäß nicht verhindern lässt und sofern gezeigt werden kann, dass sich dadurch keine Schäden am Reaktorkern ergeben.

Die Sicherstellung der „Kontrolle der Reaktivität“ wird einerseits durch die inhärent wirkenden neutronenphysikalischen Eigenschaften des Reaktors erreicht, sowie andererseits durch Systeme zur Regelung, Abschaltung und Aufrechterhaltung der Unterkritikalität. Für die bestehenden Leichtwasserreaktoren sind dies die Steuerstäbe, die zur Leistungsregelung und Schnellabschaltung eingesetzt werden, sowie beim DWR auch lösliche Neutronenabsorber, die ins Kühlmittel eingespeist werden. Zur Optimierung des Abbrandverhaltens des Brennstoffs kommen beim LWR auch abbrennbare Neutronengifte, die den Brennstäben beigegeben werden, zum Einsatz.

Heutige Leistungsreaktoren müssen entsprechende Anforderungen an inhärente Reaktivitäts-eigenschaften erfüllen (diese umfassen neben Temperatur- und Dichterückwirkungen des Kühlmittels und der Reaktormaterialien auch das integrale Reaktivitätsverhalten bei Störfällen).

Ein im Hinblick auf die Kontrolle der Reaktivität neutronenphysikalisch optimierter Ansatz zeigt sich dadurch, dass sich der Reaktor im Betrieb bereits möglichst in seiner reaktivsten Anordnung befindet, d. h. jede Änderung der Bedingungen (wie Isotopenzusammensetzung, Temperatur, Dichte, geometrische Anordnung) inhärent zu einem negativen Reaktivitätseffekt führt. Sofern sich dies in Ausnahmefällen nicht durchgehend realisieren lässt, müssen diese Ausnahmen benannt und als kontrolliert ablaufend nachgewiesen werden. Bei heutigen DWR ist dies beispielsweise das o.g. Szenario einer schnellen Abkühlung des Reaktorkerns, bei dem es zwar zu einer Rekritikalität im Kern kommen kann, dabei jedoch keine Schäden an Brennstäben eintreten dürfen, siehe auch (Petrovic 2021, 195).

Eine wesentliche, inhärent sicherheitsgerichtete Eigenschaft heutiger Leichtwasserreaktoren besteht darin, dass das Kühlmittel (Wasser) gleichzeitig die Funktion des Moderators für die Neutronen im Reaktorkern übernimmt. Bei für Leichtwasserreaktoren wichtigen Ereignisabläufen wie einer schnellen temperaturbedingten Verringerung der Dichte des Kühlmittels („void-Reaktivitätskoeffizient“ [159]) oder dessen weitgehenden Verlustes im Rahmen eines Störfalls (durch Lecks am primären Kühlkreislauf) führt die Abnahme des Kühlmittelinventars gleichzeitig zu einem Verlust der Moderationswirkung im Reaktorkern. Damit nimmt die Reaktivität im Reaktorkern ab, die Leistungsfreisetzung wird unterbrochen. Bei nicht-wassergekühlten Reaktorkonzepten führt ein Verlust des Kühlmittels demgegenüber ggf. nicht zu einer Reaktivitätsabnahme. Daher stellt bei nicht-wassergekühlten Reaktorkonzepten die Kontrolle der Reaktivität vielfach andere oder auch höhere Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns und die Abschaltsysteme als bei leichtwassergekühlten Reaktorkonzepten.

Die Reaktivitätskontrolle erfolgt bei praktisch allen betrachteten SMR-Konzepten wie bei heutigen Leichtwasserreaktoren im Wesentlichen über Steuerelemente:

[159] Die Verwendung des Begriffs „Koeffizienten“ geht darauf zurück, dass bei einer vereinfachten analytischen Modellierung einer Reaktoranordnung Koeffizienten zur rechnerischen Erfassung der Rückwirkungen von physikalischen Änderungen (bspw. der Temperatur) auf die Kettenreaktion ermittelt und eingesetzt werden.

- ACPR50S, ARC-100, BWRX-300, CAREM, EM^2, HTR-PM, IMSR, KLT-40S, MMR, mPower, NuScale, PHWR-220, PRISM, RITM-200M, SMART, SMR-160, Westinghouse SMR, Xe-100.

Alternativ dazu werden auch bewegliche Reflektoren bzw. Steuerelemente in äußeren Reflektoren, die den Reaktorkern umgeben, eingesetzt:

- 4S, eVinci, PBMR-400, U-Battery.

Einzelne wassergekühlte SMR-Konzepte sehen ein zweites, diversitäres Abschaltsystem in Form eines Vergiftungssystems vor (Einspeisung von mit Neutronengiften versetztem Kühlmittel):

- CAREM, PHWR-220.

Auch solche Systeme sind bei verschiedenen heutigen Leistungsreaktoren bereits in der Auslegung vorgesehen.

Weiterhin planen verschiedene wassergekühlte SMR-Konzepte die Verwendung von abbrennbaren Neutronengiften im Brennstoff, wie dies auch bei heutigen Leistungsreaktoren schon erfolgt:

- ACPR50S, BWRX-300, CAREM, mPower, NuScale, SMART, SMR-160.

Schließlich sehen verschiedene wassergekühlte SMR-Konzepte, wie bei den heutigen Druckwasserreaktoren, den Einsatz von Borsäure im Kühlmittel zum Ausgleich von längerfristigen Reaktivitätsverlusten durch den Abbrand des Brennstoffs vor:

- ACPR50S, NuScale, SMART, Westinghouse SMR.

Andere verweisen explizit auf die Möglichkeit, auf den Einsatz von Borsäure im Kühlmittel verzichten zu können:[160]

- SMR-160.

Insgesamt ergeben sich daraus keine wesentlichen Unterschiede mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle im Vergleich zu heutigen Leistungsreaktoren.

SMR-Konzepte verweisen mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle oftmals auf sicherheitstechnisch vorteilhafte „negative Reaktivitätskoeffizienten“, mittels derer eine weitgehende neutronenphysikalische „Selbststabilisierung“ des Reaktors erreicht werden würde. Mit solchen Koeffizienten werden in der Praxis inhärent wirkende neutronenphysikalische Eigenschaften der Reaktoranordnung angesprochen, bspw. bei Temperatur- und/oder Dichteänderungen von Kühlmittel und Reaktormaterialien, für eine ausführlichere Diskussion siehe beispielsweise (Worrall 2021, Kap. 4.2.2).

Insbesondere die nicht-wassergekühlten SMR-Konzepte verweisen explizit auf negative Reaktivitätskoeffizienten zur Leistungsregulierung, vergleiche Anhang 6.2:

- Hochtemperaturreaktoren: HTR-PM, PBMR-400, Xe-100,

- Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum: 4S, PRISM,

[160] Ein Verzicht auf Borsäure im Kühlmittel vereinfacht die Kühlmittelchemie. Auch sind dadurch bestimmte Störfallabläufe mit einer Abnahme der Borkonzentration im Kühlmittel (Deborierungs-Ereignisse) nicht mehr von Relevanz für ein entsprechendes Reaktorkonzept.

- Salzschmelzereaktoren: IMSR, SSR-W300,
- Mikroreaktoren: Aurora Powerhouse, eVinci, MMR, U-Battery.

Mit Hilfe der inhärenten Reaktivitätseigenschaften einer Reaktoranordnung soll vorrangig vermieden werden, dass Änderungen im Reaktor zu einem schnellen, nicht mehr kontrollierbaren Anstieg der Kettenreaktion führen (mit der Folge einer Überhitzung und ggf. Zerstörung des Reaktors). Den Reaktivitätseigenschaften eines Reaktors kommt daher in der Tat eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung zu.

Im Hinblick auf die Kontrolle der Reaktivität einer Reaktoranordnung ist zu betonen, dass eine Beschränkung der Betrachtung auf einzelne Reaktivitätskoeffizienten nicht sachgerecht wäre, ebenso nicht darauf, dass Koeffizienten negativ sind.[161] Vielmehr muss das Reaktivitätsverhalten des Reaktors unter allen zu betrachtenden physikalischen Änderungen zeitlich und räumlich analysiert und bewertet werden, wobei alle zu betrachtenden Störungen und Störfalle berücksichtigt werden müssen. Auch Änderungen in der geometrischen Anordnung, bspw. durch Erdbeben oder mechanische Änderungen im Reaktorkern, sind dabei zu analysieren. Aus reaktorphysikalischer Sicht sind daher, wie bereits oben erwähnt, solche Reaktoren als sicherheitstechnisch optimiert anzusehen, die sich im Normalbetrieb in ihrer reaktivsten Anordnung befinden, und somit möglichst jede denkbare Änderung der Anordnung zu einer Beendigung der Kritikalität führt.

Insbesondere bei Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum befindet sich der Reaktorkern typischerweise nicht in seiner reaktivsten Anordnung, so dass bspw. geometrische Veränderungen, der Eintrag von moderierendem Material oder auch ein Kühlmittelverlust zu einem Reaktivitätsanstieg führen können (IAEA 2007; 2012b). Für schnelle Reaktoren ist die Entwicklung von Konzepten mit erhöhter inhärenter Sicherheit daher grundsätzlich auch ein wesentliches Entwicklungsziel (GIF 2014), wobei auch passive Systeme zur Abschaltung untersucht werden (IAEA 2020c).

Auch bei Hochtemperaturreaktoren mit negativen Reaktivitätskoeffizienten könnte es beispielsweise bei Ereignissen mit schneller Abkühlung des Reaktorkerns zu einer Rekritikalität kommen. Bereits sehr frühzeitig wurde im Zusammenhang mit Hochtemperaturreaktor-Konzepten wie dem THTR (vergleiche Anhang 6.2.3.4) auf die Bedeutung der inhärenten Eigenschaften verwiesen, vergleiche beispielsweise (Öko-Institut e.V. 1986):

> *„Physikalisch geht es um den Brennstofftemperaturkoeffizienten, der bei allen Druck- und Siedewasserreaktoren negativ ist. Dass er beim THTR [allen HTR] auch negativ ist, ist also nicht spezifisch. Diese Eigenschaft ist für die Regelung extrem wichtig. Sie bedeutet nämlich, dass bei einer Abkühlung des Brennstoffs die Wärmeproduktion ansteigt und umgekehrt bei einer Temperaturerhöhung die Wärmeproduktion abfällt. Das Kühlmittel kühlt die Brennstäbe, die Leistung steigt an. Kommt es aus irgendwelchen Gründen zum plötzlichen Temperaturanstieg, so wird die Leistung abgesenkt, Hätte man diese Eigenschaft nicht so müsste man ständig Leistungsexkursionen befürchten.“*

Salzschmelzereaktoren wie der IMSR erlauben grundsätzlich eine kontinuierliche Zugabe von Spaltstoff in den Reaktorkern. Dadurch können sie mit einer geringen vorhandenen Überschussreaktivität betrieben werden, was die Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle

[161] Bei stark negativen Werten der Koeffizienten können ggf. Probleme bei bestimmten Ereignisabläufen auftreten. So könnten Unterkühlungstransienten, bei denen die Temperatur im Reaktor schnell abfällt, bei stark negativen Temperaturkoeffizienten zu einem unzulässigen Reaktivitätsanstieg führen.

reduzieren könnte. Gleichzeitig würde eine Temperaturerhöhung der Salzschmelze aufgrund der thermischen Ausdehnung der Salzschmelze zu einer negativen Reaktivitätsrückwirkung und damit einer Stabilisierung der Leistungsfreisetzung führen.

Allerdings ist der Spaltstoff bei Salzschmelzereaktoren nicht räumlich fixiert. Daher verweist beispielsweise (IRSN 2015) darauf, dass für solche Reaktorkonzepte eine genaue Kenntnis des gekoppelten neutronenphysikalischen, thermohydraulischen und physiko-chemischen Systems sowie der zeitlichen Veränderungen des Spaltstoffanteils erforderlich ist. So muss der Spaltstoff innerhalb der Salzschmelze sehr homogen aufgelöst sein. Andernfalls kann es beim Durchgang der Salzschmelze durch den Reaktor zu Leistungsspitzen und damit überhitzten Bereichen kommen. Weiterhin entstehen bei der Kernspaltung auch gasförmige Spaltprodukte, die sich aufgrund ihrer Eigenschaften als Neutronenabsorber ebenfalls auf die Reaktivität auswirken. Die Freisetzung dieser gasförmigen Stoffe aus der Salzschmelze beispielsweise durch Entgasung kann damit auch zu Schwankungen in der Reaktivität des Reaktors beitragen. Die Überwachung und Kontrolle der Verteilung der Spaltstoffe sowie der gebildeten Spaltprodukte in der Salzschmelze stellt daher eine wichtige Sicherheitsfunktion dar, deren Realisierung bislang noch nicht abschließend geklärt ist.

Vor diesem Hintergrund sehen verschiedene nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte auch explizit ein zweites, unabhängiges Abschaltsystem vor:

- Hochtemperaturreaktoren: HTR-PM,
- Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum: 4S, ARC-100, BREST-OD-300, CEFR, EM^2, PRISM,
- Salzschmelzereaktoren: IMSR, SSR-W300,
- Mikroreaktoren: eVinci.

Im Zusammenhang mit der bisherigen Begutachtung von nicht-wassergekühlten SMR-Konzepten (ARC-100, MMR) hat bspw. die kanadische Aufsichtsbehörde darauf verwiesen, dass für die Angemessenheit der Abschaltsysteme, des Grades der erreichten Unterkritikalität und des garantierten abgeschalteten Zustandes aufgrund der spezifischen neuen Design- und Sicherheitseigenschaften der Konzepte weitere Informationen erforderlich sind, siehe Kapitel 4.2.2.2.

5.3.2.1 Fazit

Die Kontrolle der Reaktivität in einem Kernkraftwerk erfolgt einerseits durch inhärent wirkende neutronenphysikalische Eigenschaften des Reaktors sowie andererseits durch Systeme zur Regelung, Abschaltung und Aufrechterhaltung der Unterkritikalität.

Die Reaktivitätskontrolle erfolgt bei praktisch allen betrachteten SMR-Konzepten wie bei heutigen Leichtwasserreaktoren im Wesentlichen über Steuerelemente oder bewegliche Reflektoren (letztere werden bei heutigen LWR nicht verfolgt). Daraus ergeben sich insgesamt keine wesentlichen Unterschiede mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle im Vergleich zu heutigen Leistungsreaktoren.

Eine wesentliche, inhärent sicherheitsgerichtete Eigenschaft heutiger Leichtwasserreaktoren besteht darin, dass das Kühlmittel (Wasser) gleichzeitig die Funktion des Moderators für die Neutronen im Reaktorkern übernimmt. Eine Abnahme des Kühlmittelinventars führt daher gleichzeitig zu einem Verlust der Moderationswirkung im Reaktorkern. Dies ist bei nicht-

wassergekühlten Reaktorkonzepten ggf. nicht der Fall, so dass die Kontrolle der Reaktivität vielfach andere oder auch höhere Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns und der Abschaltsysteme stellt als bei leichtwassergekühlten Reaktorkonzepten.

Insbesondere die nicht-wassergekühlten SMR-Konzepte betonen mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle oftmals einzelne sicherheitstechnisch vorteilhafte inhärente neutronphysikalische Rückkopplungseigenschaften („negative Reaktivitätskoeffizienten“), mittels derer eine weitgehende neutronenphysikalische „Selbststabilisierung“ des Reaktors erreicht werden würde. Diesbezüglich ist zu betonen, dass eine Beschränkung der Betrachtung auf einzelne Reaktivitätskoeffizienten nicht sachgerecht wäre, ebenso nicht darauf, dass Koeffizienten negativ sind. Vielmehr muss das Reaktivitätsverhalten des Reaktors unter allen zu betrachtenden physikalischen Änderungen zeitlich und räumlich analysiert und bewertet werden, wobei alle zu betrachtenden Störungen und Störfalle berücksichtigt werden müssen. Als Folge solcher Analysen sehen beispielsweise verschiedene nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte explizit ein zweites, unabhängiges Abschaltsystem vor.

5.3.3 Kühlung der Brennelemente

Als wesentlicher Unterschied zur Wärmeabfuhr gegenüber heutigen, großen Kernkraftwerken wird für SMR-Konzepte eine „passive Wärmeabfuhr“ diskutiert.

Unter dem Stichwort „passive Wärmeabfuhr“ wird in der Regel verstanden, dass die im Brennstoff anfallende Nachwärme ohne Zuhilfenahme von elektrisch oder mechanisch angetriebenen Systemen abgeführt wird, somit ausschließlich durch naturgesetzlich abgesicherte Prozesse der Wärmeleitung und Naturkonvektion infolge vorhandener bzw. sich ausbildender Temperaturunterschiede. Dabei sollte die gesamte Wärmeabfuhr bis zur ultimativen Wärmesenke (Vorfluter, Atmosphäre) passiv erfolgen, da ansonsten keine Unabhängigkeit von aktiven Systemen vorläge. Dabei wird international eine Wärmeabfuhr oftmals auch dann als passiv bezeichnet, wenn zu deren Auslösung sich bspw. Armaturen bewegen müssen, ausgelöst bspw. durch Druckgradienten.

Gemäß der Begriffe-Sammlung des deutschen Kerntechnischen Ausschusses (KTA) wird im deutschen Sprachgebrauch eine Komponente dann als passiv bezeichnet (KTA 2019),

> *„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 Funktionsablaufs nicht verändert wird.“*

Im internationalen Sprachgebrauch werden folgende Definitionen verwendet (IAEA 2019a):

> *“A component whose functioning does not depend on an external input such as actuation, mechanical movement or supply of power.*
>
> *- A passive component has no moving part, and, for example, only experiences a change in pressure, in temperature or in fluid flow in performing its functions. In addition, certain components that function with very high reliability based on irreversible action or change may be assigned to this category.*

- Examples of passive components are heat exchangers, pipes, vessels, electrical cables and structures. It is emphasized that this definition is necessarily general in nature, as is the corresponding definition of active component.

- Certain components, such as rupture discs, check valves, safety valves, injectors and some solid state electronic devices, have characteristics which require special consideration before designation as an active component or a passive component.

- Any component that is not a passive component is an active component."

Die Charakterisierung einer Komponente bzw. eines Systems als „passiv" bedarf demzufolge insbesondere dann einer spezifischen Betrachtung, wenn „selbsttätig wirkende" Teile vorhanden sind.

Grundsätzlich erfolgt auch eine passive Wärmeabfuhr über entsprechende Kühlmittel wie Wasser, Flüssigmetalle oder Gase. Ein wichtiges Unterscheidungskriterium ist hierbei insbesondere die Art der ultimativen Wärmesenke. Für begrenzte Zeiträume können vorhandene Kühlmittelvorräte verwendet werden, um die abzuführende Wärme zu speichern beziehungsweise durch Verdampfung an die Umgebung abzuführen. Für einen längerfristigen Betrieb müssen entweder Kühlmittelvorräte kontinuierlich ersetzt werden (bspw. aus einem Vorfluter, also einem Fluss, einem See oder dem Meer). Alternativ kann direkt die Atmosphäre in Form einer Luftkühlung als ultimative Wärmesenke verwendet werden. Bei einer passiven Luftkühlung kommen grundsätzlich die hier genannten Aspekte zum Tragen, wobei sich allerdings zusätzlich der Vorteil ergibt, dass keine gesonderten Kühlmittelvorräte vorzuhalten wären.[162]

Wie die Betriebserfahrungen mit aktiven Systemen (wie Pumpen) zeigen, muss der Ausfall solcher Einrichtungen unterstellt werden, sei es durch Fehler in der Einrichtung selbst (bspw. durch Verschleiß oder fehlerhafte Wartung) oder durch Ausfälle in der Energieversorgung oder bei sonstigen Hilfssystemen (Steuerung, Überwachung, Komponentenkühlung etc.). Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Funktion von aktiven Einrichtungen werden in der Nukleartechnik redundante Systeme installiert. Eine „passive Wärmeabfuhr" wird oftmals als sicherheitstechnisch vorteilhaft angesehen, da kein Ausfall aktiver Einrichtungen unterstellt werden muss, was zu einer erhöhten Zuverlässigkeit der geforderten Sicherheitsfunktion und einer weniger komplexen Systemkonfiguration führen soll.

Eine (mindestens teilweise) passive Wärmeabfuhr wird in unterschiedlichem Umfang auch bei heutigen Kernkraftwerken kreditiert. So wird bei einem Ausfall der aktiven Kernkühlung durch Hauptkühlmittelpumpen im Primärkreislauf von Druckwasserreaktoren bspw. die anfallende Nachzerfallsleistung im Naturumlauf aus dem Reaktorkern an die Dampferzeuger abgeführt. Bei einem vollständigen Ausfall der Wechselstromversorgung (Station Blackout) wird bspw. in den Dampferzeugern durch Verdampfung der vorhandenen Wasservorräte für eine begrenzte Zeitspanne die Wärme an die Atmosphäre abgeführt. Bei Siedewasserreaktoren wird der im Reaktorkern entstehende Dampf in eine Wasservorlage (Kondensationskammer) abgeführt. Um dadurch erreichbare Karenzzeiten bis zum notwendigen Einsatz aktiver Systeme weiter zu erhöhen, werden auch Systeme zur passiven Einspeisung von weiteren Kühlmittelvorräten (bspw. aus gravitationsgetriebenen Vorratsbehälter) herangezogen.

[162] Dieser Vorteil trifft auch bei einer aktiven Luftkühlung zu. Im Hinblick auf die benötigten aktiven Systeme ergibt sich allerdings kein Anlass, von Auslegungsanforderungen an aktive wassergebundene Kühlsysteme abzuweichen.

Auch in Block 1 der Anlage Fukushima Daiichi, in der sich am 11.03.2011 ein katastrophaler Unfall der Stufe 7 der INES-Skala ereignete, war ein passives System zu Nachwärmeabfuhr, ein Notkondensationssystem (Isolation Condenser), vorhanden (IAEA 2015a). Im Notkondensator strömt Dampf aus dem Reaktorkern in einem geschlossenen Kreislauf aus dem Reaktordruckbehälter und dem Sicherheitsbehälter hinaus und gibt in einem Wärmetauscher die im Reaktor entstehende Wärme an einen externen Wasserspeicher ab. Der Dampf wird dadurch kondensiert und als Kühlmittel passiv wieder in den Reaktordruckbehälter zurückgefördert. Das Wasser des externen Wasserspeichers verdampft und führt so die Wärme an die Atmosphäre ab.

Die Auslegung des Systems in der Anlage Fukushima-Daiichi sah vor, dass für den Betrieb des Notkondensationssystems keine Antriebsenergie für Pumpen benötigt würde. Um es zu starten, müssten lediglich Armaturen geöffnet werden, die im Normalbetrieb die Rohrleitungen verschließen. Selbst bei einem vollständigen Stromausfall (Station Blackout) könnte das System die Nachzerfallswärme von Block 1 für einige Stunden abführen. Diese Zeit hätte als Karenzzeit zur Verfügung gestanden, bis der Wasservorrat im externen Speicher hätte ersetzt werden müssen. Aufgrund von Fehlschaltungen der Armaturen blieb das Notkondesationssystem jedoch während der ersten Stunden des Unfallablaufs unentdeckt außer Betrieb (IAEA 2015a).

Bei SMR-Konzepten werden unterschiedliche Konzepte zur passiven Wärmeabfuhr diskutiert, wobei einzelne Reaktorkonzepte auch Kombinationen verschiedener Ansätze verfolgen:

- Passive Ergänzung von Kühlmittelvorräten aus Vorratsspeichern (bspw. mPower);
- Abfuhr der Nachwärme über primäre- und ggf. sekundäre Kühlkreisläufe im Naturumlauf mit Wärmeabfuhr an Wasservorräte (bspw. Westinghouse SMR), Vorfluter (bspw. KLT-40S) oder die Atmosphäre (bspw. CEFR);
- passive Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern an Kühlmittelvorräte im Containment (bspw. CAREM, NuScale);
- Abfuhr der Nachwärme über Containmentkühlsysteme mit passiver Luftkühlung an die Atmosphäre (bspw. 4S, ARC-100, IMSR, PRISM, SMART, SSR);
- passive Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern an externe Wasservorräte bspw. durch Notkondensator (bspw. BWRX-300);
- passive Wärmeabfuhr durch Wärmeleitung und direkte Luftkühlung bei Micro-Reaktorkonzepten (bspw. eVinci, MMR).

Eine Bestätigung dafür, dass eine „passive Wärmeabfuhr“ sicherheitstechnische Vorteile im Vergleich zur etablierten Wärmeabfuhr unter Zuhilfenahme aktiver Einrichtungen aufweist, kann aus unserer Sicht allerdings nicht a priori oder generisch gegeben werden. Hierfür bedarf es für jede spezifische Auslegung einer „passiven Wärmeabfuhr“ einer Zuverlässigkeitsanalyse unter Beachtung jedenfalls folgender Aspekte (WENRA 2018; D’Auria 2018):

- Es muss ein umfassendes Verständnis der Phänomene und Parameter, die die Wärmeabfuhr beeinträchtigen könnten (bspw. das Vorhandensein oder Auftreten nicht kondensierbarer Gase, Beeinträchtigungen von Strömungsquerschnitten, Ausbildung von bypass Strömungen), vorhanden sein. Dieses Verständnis ist i. d. R. auf Basis von Versuchen in experimentellen Teststänlden, die möglichst realitätsnah konzipiert sind, zu entwickeln und abzusichern.

- Bei einer Wärmeabfuhr, die auf Basis von Temperatur- bzw. Dichteunterschieden (Naturkonvektion) erfolgt, liegen oftmals vergleichsweise geringe treibende Kräfte vor (verglichen mit einem von Pumpen erzwungenen Durchsatz von Kühlmittel). Die Sicherstellung der Aufrechterhaltung ausreichend großer treibender Kräfte bedarf besonderer Beachtung. Wenn hierbei analytische Nachweismethoden belastet werden, sind die Modell- und Datenunsicherheiten in Relation zu dem ggf. schmalen Parameterbereich der benötigten treibenden Kräfte zu setzen. Geringe Parameterschwankungen dürfen nicht zu einer Beeinträchtigung der Funktion führen.

- Sowohl für die Auslösung der Wärmeabfuhrfunktion als auch für deren Aufrechterhaltung müssen Anfangs- und Randbedingungen (bspw. Temperatur- oder Druckwerte, Füllstände) i. d. R. in einem spezifischen Parameterbereich vorhanden sein, der sowohl das Spektrum der anzusetzenden auslösenden Ereignisse als auch die ereignisabhängig ablaufenden transienten Vorgänge umfasst. Die Absicherung der Systemfunktion durch experimentelle Untersuchungen muss auch die abdeckende Sicherstellung dieser Anfangs- und Randbedingungen umfassen, einschließlich der Bandbreite potenziell vorhandener und daher anzusetzender Umgebungsbedingungen der betroffenen Einrichtungen.

- Es ist eine entsprechende Leittechnik erforderlich, um einzuhaltende Parameterbereiche zu überwachen und Abweichungen zu melden. Die möglichen Auswirkungen von Fehlern in der Steuerung und Überwachung müssen in der Zuverlässigkeitsanalyse berücksichtigt werden.

- Sofern für die Auslösung und/oder Aufrechterhaltung der Funktion aktive Maßnahmen, bspw. Stellungsänderungen an Armaturen, erfolgen müssen oder leittechnische Ansteuerungen erforderlich sind, muss die Zuverlässigkeitsanalyse auch diese Maßnahmen und Einrichtungen umfassen.

- Es ist ein Konzept wiederkehrender Prüfungen zu etablieren, um die anhaltende Zuverlässigkeit der Wärmeabfuhr zu überprüfen (u. a. zur frühzeitigen Erkennung von ggf. vorhandenen Alterungseffekten an Komponenten).

- Es ist zu prüfen und zu bewerten, inwieweit die Auslösung und/oder die dauerhafte Funktion durch fehlerhafte menschliche Handlungen beeinträchtigt werden kann, insbesondere auch derart, dass diese Beeinträchtigung erst im Anforderungsfall zum Tragen käme.

- Die Möglichkeiten und Folgen einer unbeabsichtigten Auslösung der Funktion sind zu analysieren und zu bewerten. Dabei sind auch mögliche Rückwirkungen auf andere Sicherheitsfunktionen zu betrachten.

- Die Zuverlässigkeit der Wärmeabfuhrfunktion ist auch unter den Bedingungen der anzusetzenden Einwirkungen von außen (wie extreme Wetterbedingungen, Erdbeben, Flugzeugabsturz) und von innen (wie Brand, Explosionen) zu zeigen.

Übergeordnet ist des Weiteren zu prüfen und bewerten, inwieweit

- vom Prinzip einer redundanten Auslegung dieser Systemfunktion Abstand genommen werden kann;

- dem Prinzip der diversitären Auslegung folgend ein diversitäres (Backup)-System vorzuhalten ist (als Vorsorge gegen sogenannte gemeinsam versursachte Ausfälle, GVA, im Englischen Sprachgebrauch „common cause failures“, CCF);

- das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen (Defence in Depth, DiD) insgesamt umgesetzt ist.

Verschiedene SMR-Konzepte sehen aufgrund der erwarteten hohen Zuverlässigkeit der passiven (Nach)wärmeabfuhr Einschränkungen hinsichtlich einer erforderlichen Redundanz oder auch diversitärer Lösungen für die Nachwärmeabfuhr vor. Inwieweit dies in Übereinstimmung mit den Grundprinzipien der Auslegung zukünftiger Reaktorsysteme steht (vgl. Kap. 4.2), ist dabei ungeklärt.

Bei SMR-Konzepten wurden hierzu verschiedene offene Aspekte auch in Genehmigungsverfahren bzw. Vorstufen von Genehmigungsverfahren (vgl. Kap. 4.3) festgestellt.

In den kanadischen Vendor Design Reviews (VDRs) wurden für verschiedene Konzepte (ARC-100, IMSR) festgestellt, dass die Entwickler weitere Informationen vorzulegen haben, um die Funktionalität, Angemessenheit und Zuverlässigkeit der inhärenten und passiven Systeme, die im Sicherheitsnachweis belastet werden, ausreichend nachzuweisen.

5.3.3.1 Fazit

Die Sicherheitsfunktion der (Nach)wärmeabfuhr soll laut Entwicklern bei SMR-Konzepten verstärkt durch passive Systeme erfüllt werden. Passive Nachwärmeabfuhrsysteme können grundsätzlich zu einer erhöhten Sicherheit eines Reaktorsystems führen, da mögliche Versagensmechanismen von aktiven Komponenten ausgeschlossen werden können und so eine erhöhte Zuverlässigkeit der Funktion erreicht werden kann.

Dabei sind unterschiedliche Grade der Passivität zu unterscheiden. Auch in heutigen Kernkraftwerken kommen passive Wärmeabfuhreigenschaften in unterschiedlichem Umfang zum Einsatz. Allein aufgrund der Eigenschaften der Passivität kann jedoch noch nicht von einer erhöhten Zuverlässigkeit ausgegangen werden. Theoretische und experimentelle Nachweise der tatsächlichen Zuverlässigkeit eines konkreten passiven Nachwärmeabfuhrsystems sind ebenso erforderlich wie detaillierte Analysen der zu unterstellenden Einsatzrandbedingungen bei verschiedenen möglichen Stör- und Unfallszenarien.

Offen ist insbesondere, in wieweit in einem konkreten SMR-Konzept aufgrund einer erwarteten erhöhten Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktion der Nachwärmeabfuhr Einschränkungen bei den fundamentalen Sicherheitsprinzipien der Redundanz, Diversität und der gestaffelten Sicherheitsebenen in Kauf genommen werden. Von allen diesen Faktoren hängt ab, ob sich aufgrund einer verbesserten Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr insgesamt eine erhöhte Sicherheit des Gesamtsystems begründen lässt.

5.4 Ereignis- und Störfallspektrum

5.4.1 Interne Ereignisse

Für die Sicherheit eines Kernkraftwerks ist es unabdingbar, dass alle denkbaren internen Ereignisse identifiziert, analysiert und als beherrscht nachgewiesen werden. Die Liste der zu betrachtenden Ereignisse ist abhängig vom Reaktortyp und dem detaillierten Design der Anlage und umfasst bspw.

für die LWR-Anlagen eine Reihe von Ereignisklassen (für die in Deutschland der Sicherheitsebene 2 und 3 zugeordneten Ereignisse siehe bspw. (BMUB 2015, Kap. 4 und Anhang 2)). Dabei sind auch Ereignisse mit geringer Eintrittswahrscheinlichkeit zu betrachten und entsprechend den Sicherheitsebenen des DiD-Konzept zuzuordnen. Es können nur solche Ereignisse entfallen, deren Eintritt als „praktisch ausgeschlossen“ bewertet werden kann.

Die Zuordnung der identifizierten Ereignisse zu Sicherheitsebenen, gemäß ihrer abgeschätzten Eintrittswahrscheinlichkeit, bedeutet, dass spezifische Ereignisrandbedingungen für die Ereignisablaufanalyse anzusetzen sind. Für Ereignisse, die für die heutigen LWR-Anlagen der Sicherheitsebene 3 zugeordnet werden, sind dies beispielsweise das Auftreten eines Einzelfehlers in einer Sicherheitseinrichtung bei gleichzeitigem Vorliegen einer Unverfügbarkeit infolge von Instandhaltungsmaßnahmen, das grundsätzlich alleinige Kreditieren von Sicherheitseinrichtungen, die konservative Setzung von Anfangs- und Randbedingungen und das Überlagern mit einem Notstromfall, vergleiche (BMUB 2015, Anhang 5).

Die für die heutigen LWR-Anlagen identifizierten Ereignislisten wurden auf Basis einer breiten Erfahrungsbasis entwickelt und mit den internationalen Betriebserfahrungen fortgeschrieben, wobei in den letzten Jahrzehnten hierbei insbesondere auch solche Ereignisse in den Fokus traten, die bei abgeschalteter Anlage, also im Rahmen der regelmäßig stattfindenden Revisionen und Brennelementwechsel, anzusetzen sind, ebenso wie Ereignisse im Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente. Als wichtige zu betrachtende Ereignisklassen bei LWR können genannt werden:

- Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr (inklusive Lecks),
- Veränderung der primärseitigen Wärmeabfuhr (Änderungen von Durchsatz, Druck, Kühlmittelinventar),
- Kühlmittelverlust,
- Reaktivitätsänderungen,
- Ausfälle in der Energieversorgung,
- Ereignisse durch Einwirkungen von innen (wie Brand, interne Überflutung).

SMR-Konzepte verfolgen den Ansatz, bestimmte dieser Ereigniskategorien auszuschließen (insbesondere den großen Kühlmittelverluststörfall) oder zumindest unwahrscheinlicher zu machen. Mit nicht-wassergekühlten SMR-Konzepten verlieren darüber hinaus einige Ereignisklassen, die für Leichtwasserreaktoren von besonderer Bedeutung sind, an Gewicht (insbesondere Kühlmittelverluststörfälle). Demgegenüber können jedoch andere Ereignisklassen hinzukommen.

Verschiedene wassergekühlte SMR-Konzepte verfolgen einen Ansatz, bei dem die primärseitige Wärmeabfuhr im Leistungsbetrieb durch einen Naturumlauf gewährleistet werden soll, vergleiche Anhang 6.2:

- BWRX-300, CAREM, NuScale, SMR-160.

Bei solchen Designs sind keine Pumpen oder anderen aktiven Systeme vorgesehen, deren Ausfall zu einer Änderung im Kühlmitteldurchsatz führen könnte. Störungen in der Druckhaltung oder eine fehlerhafte Änderung im Kühlmittelinventar bleiben aber auch dann grundsätzlich möglich.

Bei heutigen LWR stellt die Gefahr eines großen Kühlmittelverluststörfalls (beispielsweise durch Bruch einer Hauptkühlmittelleitung) ein besonderes Risiko dar. Daher wird durch die geforderte hohe Qualität der Auslegung der Primärkreislauf-Komponenten im Zusammenspiel mit der betriebsbegleitenden Überwachung ein sogenannter „Bruchausschluss“ angestrebt.

In verschiedenen wassergekühlten SMR-Konzepten soll durch eine integrale Bauweise des Reaktordruckbehälters die Möglichkeit für einen Kühlmittelverluststörfall mit großem Leckquerschnitt ausgeschlossen werden:

- CAREM, mPower, NuScale, RITM-200M, SMART, Westinghouse SMR.

Durch die Unterbringung aller Komponenten des Primärkreislaufs und von Teilen des Sekundärkreislaufs in einem Druckbehälter können jedoch die Überwachung, Prüfung und ggf. Instandhaltung bzw. Instandsetzung der Komponenten höhere Anforderungen stellen, was sich auf die Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit einer Anlage auswirken kann (Todreas 2021). Gegebenenfalls ergeben sich daraus auch Einschränkungen am Umfang der durchführbaren Überwachung, Prüfung und ggf. Instandhaltung bzw. Instandsetzung, deren Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage gesondert zu bewerten ist.

Andere wassergekühlte SMR-Konzepte reduzieren die Länge der externen Kühlmittelleitungen, ordnen die Dampferzeuger jedoch außerhalb des Reaktordruckbehälters an, insbesondere um bei Brennelementwechseln nicht die gesamten Einbauten aus dem integralen Reaktordruckbehälter entfernen zu müssen:

- ACPR50S, KLT-40S, SMR-160.

Letztlich kann dadurch die Wahrscheinlichkeit für Kühlmittelverluststörfälle mit großem Querschnitt verringert werden, es ist jedoch im Detail zu untersuchen, inwieweit ein Ausschluss des Ereignisablaufs möglich ist.

In heutigen Leichtwasserreaktoren können verschiedene auslösende Ereignisse zu Reaktivitätsänderungen führen. Beispielsweise kann es bei Lecks an sekundären Kühlkreisläufen (im DWR) zu einer schnellen und starken Temperaturabsenkung im primären Kühlkreislauf kommen, was zu einer Reaktivitätszunahme bis hin zu einer Rekritikalität führen kann. Manche SMR-Konzepte verweisen vor diesem Hintergrund darauf, dass durch ein geringes sekundärseitiges Inventar in den Dampferzeugern eine Rekritikalität ausgeschlossen werden soll:

- ACPR50S, SMART.

Ein bei heutigen Leichtwasserreaktoren zu berücksichtigendes Ereignis ist der Auswurf oder das unkontrollierte Ausfahren eines Steuerstabs während des Betriebs bzw. während Anfahrvorgängen, was ebenfalls zu einem Reaktivitätsanstieg in der Anlage führen kann. Zumindest mit Blick auf den Auswurf eines Steuerstabes setzen verschiedene SMR-Konzepte auf einen Ausschluss dieses Ereignisses, in dem die Steuerstäbe samt ihrer Antriebe im Reaktordruckbehälter untergebracht werden sollen:

- mPower, Westinghouse SMR.

Damit werden die Steuerstabantriebe allerdings den Bedingungen im Reaktordruckbehälter (hoher Druck und hohe Temperatur) ausgesetzt, auch müssen Kabel für die Versorgung und Ansteuerung der Antriebe sowie die Stellungsüberwachung in den Reaktordruckbehälter eingebracht werden (Belles 2021).

Bei nicht-wassergekühlten Reaktortypen ergeben sich grundsätzlich andere Fragen hinsichtlich relevanter auslösender Ereignisse. So soll für SMR-Konzepte vom Typ Hochtemperaturreaktor (HTR) beispielsweise bei einem Ausfall der Kühlung, bei einem Kühlmittelverlust (Druckverlust) oder Verlust der Wärmesenke, bei entsprechender Auslegung der Gesamtanlage, der Brennstoff passiv durch die einsetzende Naturkonvektion des Kühlgases gekühlt werden. Im Gegensatz zu einem LWR, hat der Verlust des Kühlmittels nur Auswirkungen auf die Temperatur im Reaktor, da das Kühlgas (typischerweise Helium) weitgehend inert gegenüber Wechselwirkungen mit Neutronen ist. Auswirkungen auf die Kritikalität sind dann durch die Auslegung des Reaktors gegenüber der darauf folgenden Temperaturexkursion und ihrer Rückwirkung auf die Kritikalität abgedeckt. Ein HTR soll entsprechend selbstregulierend so ausgelegt werden, dass ein Überhitzen des Brennstoffs für Kühlmittelverluststörfälle ausgeschlossen wird. Als Kriterium wird allgemein eine maximale Brennstofftemperatur von ca. 1600°C angenommen.

Wesentliche offene Entwicklungsfragen bei Hochtemperaturreaktor-Konzepten betreffen die Vermeidung von Leistungsspitzen und Temperaturgradienten im Kern sowie die Begrenzung möglicher struktureller Schäden im Kern im Falle von Wasser- oder Lufteinbrüchen in den Reaktor (GIF 2014). Zwei HTR typische Ereignisklassen sind der Wassereinbruch sowie der Lufteintritt in den Reaktor, gegen die der Reaktor ausgelegt sein muss. So muss die maximal eindringende Wassermenge (z. B. aus einem sekundären Kühlkreislauf) in den Reaktor limitiert sein. Da der Reaktor typischerweise untermoderiert ist und Wasser besser moderiert als Helium, führt ein Wassereinbruch zu einem Reaktivitätseintrag, vergleiche Kapitel 5.3.2. Dadurch erhöhen sich die Leistung und die Temperatur. Wenn der Wassereinbruch groß genug ist, kann der negative Temperaturkoeffizient den Eintrag an positiver Reaktivität nicht schnell genug kompensieren um eine Überhitzung zu verhindern (Zhang et al. 2005).

Da bei einem Wassereinbruch zudem das heiße Graphit im Kern mit Wasser reagieren kann, besteht die Möglichkeit, dass entflammbares Wassergas entsteht, eine Mischung aus Kohlenstoffmonoxid und Wasserstoff. Der Eintritt von Dampf und Wassergas führt zu einem Druckanstieg im Primärkreislauf, der wiederum zum Öffnen von Sicherheitsventilen und zur Freisetzung von radioaktiven Isotopen und explosiven Gasen in das Reaktorgebäude führen kann (Englert et al. 2017).

Als weiteres Ereignis ist der Lufteintritt zu beachten. Bei einem Leck am Primärkreislauf kann Luft in den Reaktor eindringen und Aktivität austreten. Durch den eindringenden Sauerstoff wird Graphit oxidiert. Je nach Lage des Lufteintritts können davon die Reaktoreinbauten aus Graphit oder die Graphitmatrix des Brennstoffs betroffen sein. Durch die positive Enthalpie des Oxidationsprozesses erhöht sich die Temperatur im Reaktor. Vor allem lokal kann die Temperatur die maximale Brennstofftemperatur überschreiten und es kann selbst in Reaktoren mit relativ niedriger Leistung (200 MW_{th}) zu Brennstoffversagen kommen (Moormann 2011; Englert et al. 2017).

Als Sicherheitsfunktion wird typischerweise ein aktives System zur Begrenzung von Wassereintritt aus dem sekundären Kühlkreislauf bei Dampferzeugerschäden, wie beim HTR-PM, vorgesehen. Bei einigen Designs soll das Eindringen von Wasser und/oder Luft unter allen Normalbetriebs- und Störfallbedingungen durch Designmaßnahmen ausgeschlossen (U-Battery) oder begrenzt werden (Lufteinbruch beim PBMR-400).

Bei SMR-Konzepten mit schnellem Neutronenspektrum wird anstelle von Wasser als Kühlmittel typischerweise ein Flüssigmetall (Natrium, Blei) zur Kühlung des Reaktorkerns verwendet, vergleiche Anhang 6.2.4:

- 4S, ARC-100, BREST-OD-300, CEFR, PRISM.

Flüssigmetalle weisen gegenüber Wasser höhere Schmelz- und Siedepunkte auf. Dadurch steht der primäre Kühlkreislauf bei den Betriebstemperaturen in diesen SMR-Konzepten nicht unter hohem Druck. Dies bietet Vorteile beispielsweise bei Lecks am primären Kühlkreislauf, da das Kühlmittel nicht unter hohem Druck aus dem Kühlkreislauf austritt und somit auch der Reaktorkern im Reaktorbehälter mit Kühlmittel bedeckt bleiben kann.

Für den Fall von Leckagen am Reaktorbehälter sehen beispielsweise das 4S- und das ARC-100-Konzept zudem eine Schutzhülle („Guard-Vessel“) vor, die den Reaktorbehälter umgibt und in der austretendes Kühlmittel so aufgefangen wird, dass der Reaktorkern in jedem Fall bedeckt bleibt.

Die Verwendung von Flüssigmetallen führt aufgrund ihres höheren Schmelzpunkts allerdings zu besonderen Anforderungen gegenüber Ereignissen mit einer schnellen Abkühlung des primären Kühlkreislauf (Unterkühlungstransienten). Solche Ereignisse könnten dazu führen, dass das Kühlmittel beispielsweise in Wärmetauscher erstarrt. Damit könnten Schäden an den Wärmetauschern oder im Reaktorkern sowie ein reduzierter Wärmeübergang einhergehen.[163]

Bei der Verwendung von Natrium anstelle von Wasser als Kühlmittel ist zu berücksichtigen, dass Natrium exotherm mit Wasser reagiert und bei Kontakt mit Sauerstoff entflammt. Insbesondere in Dampferzeugern wird das flüssige Natrium nur durch das Dampferzeugerheizrohr, eine dünne Metallmembran, von den wasserführenden Leitungen getrennt. Bei Leckagen an Wärmetauschern zwischen einem Natrium- und einem Wasser-Dampf-Kühlkreislauf kommt es zu direkten Wasser-Natrium-Reaktionen (IPFM 2010). Bisherige Versuchs- und Prototypreaktoren für schnelle Reaktoren wiesen eine geringe Verfügbarkeit im Betrieb auf. Als wesentliche Ursache hierfür sind Probleme in Verbindung mit den Natrium-Kühlkreisläufen anzusehen (ZNF; Öko-Institut e.V. 2015).

Zur Vermeidung von Natriumbränden beziehungsweise direkten Wasser-Natrium-Reaktionen werden bei SMR-Konzepten verschiedene Design-Maßnahmen vorgesehen. Durch die Verwendung doppelwandiger Dampferzeugerheizrohre soll beim 4S ein direkter Wasser-Natrium-Kontakt auch bei Leckagen verhindert werden. Weiterhin wird der Reaktorbehälter beim 4S von einer Schutzhülle umgeben, die mit Stickstoff inertisiert wird, so dass es bei Leckagen von Natrium nicht unmittelbar zu Natriumbränden kommt.

Andere SMR-Konzepte wie der BREST-OD-300 verzichten dagegen auf die Verwendung von Natrium und sehen Blei als Kühlmittel vor. In der ehemaligen UdSSR erfolgte im militärischen Bereich die Entwicklung von Unterseebooten mit schnellen Reaktoren, die statt metallischen Natriums als Kühlmittel flüssiges Blei beziehungsweise Blei-Bismut-Eutektikum nutzten. Drei dieser U-Boote wurden wegen schwerer Störfälle vorzeitig stillgelegt, dennoch werden die Betriebserfahrungen von der IAEA bislang insgesamt positiv bewertet. Bei der Verwendung von Blei als Kühlmittel stellen sich wiederum hohe Anforderungen an die Wahl der Materialien, da Blei ein hohes Korrosionspotenzial aufweist (IAEA 2007).

Für SMR-Konzepte mit schnellem Neutronenspektrum sind insbesondere Ereignisse mit Auswirkungen auf die Reaktivität von besonderer Bedeutung, vergleiche auch Kapitel 5.3.2. Durch einen Eintrag beispielsweise von Wasser (aus sekundären Kühlkreisläufen) oder andern Stoffen

[163] Dies stellt insbesondere bei einer Kühlung mit Blei aufgrund des hohen Schmelzpunkts (327,5°C) ein Problem dar. Es wird in schnellen Reaktorkonzepten teilweise auch der Einsatz einer Blei-Bismut-Legierung als Kühlmittel diskutiert.

(beispielsweise Öl aus Kühlmittelpumpen) ebenso wie bei Veränderung an der Kerngeometrie kann die Reaktivität im Reaktorkern ansteigen.

Ähnlich wie bei flüssigmetallgekühlten Reaktorkonzepten steht auch bei Salzschmelzereaktoren (MSRs) der primäre Kühlkreislauf nicht unter hohem Druck, mit potenziell vergleichbaren Vorteilen in Bezug auf die Problematik eines Kühlmittelverluststörfalls.

Weiterhin betrifft auch bei MSRs ein wichtiges zu analysierendes Ereignisszenario die Auswirkungen starker Temperaturschwankungen im Reaktor. Werden dabei Löslichkeitsgrenzen einzelner chemischer Element (Spaltstoffe, Spaltprodukte) unterschritten, könnte es zu Ausfällungen oder gar dem Erstarren der Salzschmelze kommen. Dies kann den Wärmeübergang in Wärmetauschern beeinträchtigen oder zu Durchflussveränderungen führen (Holcomb 2015; IRSN 2015).

Die Salzschmelzen stellen zusammen mit den hohen Temperaturen und dem hohen Neutronenfluss im primären Kühlkreislauf extrem hohe Anforderungen an die Korrosionsbeständigkeit der verwendeten Strukturmaterialien (Holcomb 2015).

Für das IMSR-Konzept ist ein Kernmodul geplant, dass für sieben Jahre in geschlossenem Zustand und ohne die Notwendigkeit von vor-Ort-Inspektionen betrieben werden soll. Damit bestehen besondere Anforderungen an eine entsprechende Nachweisführung zum Ausschluss von Leckagen am Reaktorbehälter oder von Überhitzungen des Reaktors. Gleichzeitig ist die bislang vorhandene Datenbasis zu chemischen, thermischen und neutronischen Eigenschaften der vorgesehenen Salzschmelzen im Zusammenspiel mit dem gelösten Brennstoff noch nicht weit entwickelt.

Vor diesem Hintergrund sehen andere MSR-Konzepte wie der SSR-W300 eine Trennung der zur Kühlung vorgesehenen Salzschmelze von einer Salzschmelze, in der der Brennstoff gelöst wird, vor. Damit lässt sich die chemische Zusammensetzung der zur Kühlung verwendeten Salzschmelze besser kontrollieren und ein besseres Korrosionsverhalten im primären Kühlkreislauf erreichen.

Auch bei MSR könnte es unter Störfallbedingungen zu thermischen und chemischen Reaktionen zwischen der Salzschmelze und Luft oder Wasser kommen (GIF 2014). Sowohl der IMSR als auch der SSR-W300 sehen daher auch in einem sekundären Kühlkreislauf den Einsatz einer Salzschmelze vor. Beim IMSR soll zudem vollständig auf eine Wasserkühlung verzichtet werden, d. h. auch in einem dritten Kühlkreislauf soll eine Salzschmelze zum Einsatz kommen.

Grundsätzlich sieht (GIF 2014) für Salzschmelzereaktoren noch erheblichen Entwicklungsbedarf im Bereich der Rechenprogramme und Standards für MSRs sowie bei der Entwicklung von Modellen zur gekoppelten Analyse der neutronenphysikalischen und der thermohydraulischen Eigenschaften solcher Systeme.

Einen sehr weitgehenden Ausschluss bestimmter Ereigniskategorien streben verschiedene Mikroreaktorkonzepte wie Aurora Powerhouse oder eVinci an. Bei diesen soll die Kernkühlung durch Wärmerohre (Heat-Pipes) sichergestellt werden. Damit sind keine beweglichen Elemente wie Pumpen oder Armaturen für die Kernkühlung erforderlich, auch sind Kühlmittelverluststörfälle ausgeschlossen. Damit verbleiben als wichtige Ereigniskategorien vor allem Aspekte der Reaktivitätskontrolle sowie die im nächsten Abschnitt diskutierten Einwirkungen von außen.

Verschiedene SMR-Konzepte sehen explizit den Einsatz von mehreren Reaktor-Modulen an einem Standort vor. Diese können sich zwar an einem Standort befinden, systemtechnisch aber vollständig unabhängig voneinander sein (eVinci). Andere SMR-Konzepte sehen jedoch auch explizit eine gemeinsame Nutzung von betrieblichen Systemen wie der Turbine (bspw. HTR-PM) oder auch eines

gemeinsamen Reaktor-Pools (NuScale) als Containment-Kühlsystem vor. Bei mehreren Reaktor-Modulen an einem Standort sind potenzielle Wechselwirkungen zwischen den einzelnen Modulen bei Stör- oder Unfällen zu analysieren, siehe auch Kapitel 4.1. Insbesondere bei einer gemeinsamen Nutzung von Einrichtungen müssen sicherheitstechnisch unzulässige gegenseitige Wechselwirkungen bei allen Betriebszuständen ausgeschlossen werden.

Schließlich sehen verschiedene SMR-Konzepte auch die Bereitstellung von Hochtemperaturwärme für industrielle Anwendungen vor. In solchen Fällen werden die nuklearen Anlagen mit Anlagen zur chemischen Prozessführung gekoppelt. (GRS 2015) weist darauf hin, dass in diesen Fällen drei wesentliche Problemkreise zu berücksichtigen sind. So müssen die gekoppelten chemischen Anlagen vor einer Kontamination mit Radioaktivität geschützt werden, potenziell gefährliche chemische Stoffe dürfen nicht in die nuklearen Anlagen verschleppt werden und bei Vorhandensein von brennbaren oder gar explosiven Stoffen in den chemischen Anlagen müssen die potenziellen Stör- und Unfälle in diesen Anlagen hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf die nuklearen Anlagen analysiert werden.

Insgesamt stellt das SMR Regulator's Forum der IAEA fest, dass für SMR-Konzepte die zu postulierenden einleitenden Ereignisse, einschließlich der Einwirkungen von innen und außen, mittels eines systematischen Ansatzes, der alle Betriebs- bzw. Bauzustände einer ggf. auch modular ausgelegten Anlage umfasst, zu identifizieren sind, siehe Kapitel 4.1.2.

5.4.2 Einwirkungen von außen

Einwirkungen von außen (EVA) wie Erdbeben oder Überflutungen verfügen über ein Potential zur gleichzeitigen Beeinträchtigung von mehreren sicherheitsrelevanten Systemen, Strukturen und Komponenten (SSCs) eines Kernkraftwerks, die auch verschiedenen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts zugeordnet sein können. Daher müssen Kernkraftwerke ein robustes Schutzkonzept gegen EVA aufweisen (WENRA 2014; BMUB 2015).

EVA können dabei sowohl naturbedingt (wie Erdbeben, Überflutungen) als auch zivilisatorisch bedingt (wie Industrieunfälle, Flugzeugabstürze) sein. Dabei sind bereits bei der Auswahl eines Standorts für Kernkraftwerke mögliche EVA zu identifizieren und analysieren (IAEA 2019c). Die für einen Standort identifizierten EVA sind sowohl bei der Auslegung von sicherheitsrelevanten SSCs als auch als mögliche Auslöser für Ereignisabläufe zu berücksichtigen. Alle Maßnahmen und Einrichtungen, die zur Erfüllung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen im jeweiligen EVA-Fall erforderlich sind, müssen gegen externe Einwirkungen ausgelegt sein.

Die zu berücksichtigende Stärke möglicher EVA ist dabei typischerweise standortspezifisch zu bestimmten. Für naturbedingte EVA fordern die "WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors" (WENRA 2014) in Reference Level T4.2 die Bestimmung der Einwirkungsstärke für Ereignisse mit einer Eintrittshäufigkeit von weniger als 10^{-4} pro Jahr:

> *„The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to natural hazards. A common target value of frequency, not higher than 10^{-4} per annum, shall be used for each design basis event".*

Für manche EVA werden neben der Erfordernis einer standortspezifischen Festlegung der möglichen Einwirkungsstärke auch Mindestanforderungen festgelegt, um angesichts möglicher Unsicherheiten bei der Bestimmung der zu unterstellenden Einwirkungsstärken eine Mindest-Robustheit der Anlage zu gewährleisten. So fordert beispielsweise der Specific Safety Guide SSG-

9 „Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations" (IAEA 2010) für die Auslegung gegen Erdbeben die Berücksichtigung einer minimalen Erdbebenbeschleunigung (und legt dafür einen Wert für die maximale Bodenbeschleunigung von 0,1 g fest), vergleiche auch (RSK 2013).

Zum Schutz einer Anlage gegen EVA spielt insbesondere das Reaktorgebäude eine wichtige Rolle. Neben naturbedingten Einwirkungen wie meteorologischen Ereignissen (Wind, Schneelasten etc.) spielen dabei insbesondere auch zivilisatorische Einwirkungen eine zentrale Rolle. So wird beispielsweise der absichtlich („intentional") herbeigeführte Absturz eines Verkehrsflugzeuges von WENRA herangezogen (WENRA 2013):

> *"This event (Intentional crash of a commercial airplane) is considered by WENRA as a very significant example of the expectations regarding the improvement of the interface between safety and security issues."*

Während es für existierende Kernkraftwerke international bislang nicht üblich war, auch den Absturz eines zivilen Verkehrsflugzeugs zu unterstellen, sollen für neue Kernkraftwerke auch bei einem solchen Ereignis die grundlegenden Schutzziele (Abschaltung, Wärmeabfuhr, Aktivitätsrückhaltung) gewährleistet bleiben.

Standortspezifische Analysen werden für SMR-Konzepte erst im Zusammenhang mit einem konkreten Bauvorhaben an einem konkreten Standort vorgenommen, vergleiche beispielsweise (Oklo 2020a). Hier ergeben sich keine grundsätzlichen Unterschiede gegenüber heutigen Kernkraftwerken.

SMR-Konzepte werden vielfach für einen Einsatz in abgelegenen Regionen bzw. zur Versorgung von industriellen Einrichtungen wie Minen oder Ölbohrplattformen diskutiert. In diesem Zusammenhang könnten sich Fragen bezüglich der Eignung des vorgesehenen Standorts stellen, sofern die Anlagen in räumlicher Nähe zu den zu versorgenden Einrichtungen errichtet werden sollen bzw. müssen, da der Standort dann nicht aufgrund seiner Eigenschaften mit Blick auf mögliche Einwirkungen von außen ausgewählt oder verworfen werden kann.

Bei einer potenziell weltweiten Nutzung von SMR-Konzepten zur allgemeinen Stromversorgung würde eine sehr große Anzahl von Anlagen errichtet werden müssen. Damit würde sich auch die Zahl der erforderlichen Standorte (von heute einigen Hundert auf gegebenenfalls einige Tausend) erhöhen, was wiederum auch erhöhte Anforderungen an die Sicherheit eines einzelnen Standorts notwendig machen könnte.

Mit Blick auf eine robuste Grundauslegung gegen EVA verweisen verschiedene SMR-Konzepte auf eine Mindestauslegung gegen Erdbeben.

Dabei beziehen sich die Angeben typischerweise auf den Wert für die der Auslegung zugrunde gelegte maximale Bodenbeschleunigung. Hierbei werden Werte von bis zu

- 0,2 g (HTR-PM, PHWR-220),
- 0,25 g (CAREM),
- 0,3 g (IMSR, MMR, SMR-160, SSR-W300),
- 0,4 g (PBMR-400) bis hin zu
- 0,5 g (NuScale, Xe-100)

angegeben, vergleiche Anhang 6.2. Diese Werte liegen im Bereich der Grundauslegung heutiger neuer Kernkraftwerke bzw. bei Werten, für die auch existierende Kernkraftwerke in stark von Erdbeben bedrohten Regionen ausgelegt werden.[164]

Als weitergehenden Schutz gegen Erdbebeneinwirkungen ist grundsätzlich auch eine seismische Entkopplung einer Anlage von ihrem Bauuntergrund denkbar. Dadurch könnten die Einwirkungen von Erdbeben auf die Systeme, Strukturen und Komponenten des Kraftwerks reduziert werden. Diese Möglichkeit steht grundsätzlich auch für große Leistungsreaktoren zur Verfügung, aufgrund der geringeren Größe von SMR-Konzepten ist dies für solche Anlagen aus ökonomischer Sicht jedoch gegebenenfalls einfacher zu realisieren (Petrovic 2021). Entsprechend sehen einzelne Anlagenkonzepte auch explizit eine seismische Entkopplung vor (4S, EM^2, PRISM).

Insbesondere für seegestützte SMR-Konzepte (FNPPs) können sich weitergehende Frage mit Blick auf naturbedingte Einwirkungen von außen stellen. So verweisen sowohl das russische SMR-Konzept KLT-40S als auch der chinesische ACPR50S darauf, dass wichtige äußere Einwirkungen wie Taifune, Tsunami, Schiffskollisionen oder Eislasten in der Auslegung berücksichtigt werden. Dennoch problematisieren andere Autoren insbesondere die Gefahren äußerer Einwirkungen, sowohl während des Transports der Anlagen zu ihren Einsatzgebieten als auch während der Betriebszeit (Polar Institute 2020). Grundsätzlich werden für transportable Kernkraftwerke (TNPP) Fragen der Sicherung bzw. des Schutzes gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) besonders zu beachten sein.

Verschiedene SMR-Konzepte verweisen weiterhin auf eine robuste Auslegung des Reaktorgebäudes zum Schutz gegen EVA (BREST, IMSR, SMR-160, SSR-300). Konkretere Angeben zu den tatsächlich geplanten Einwirkungsstärken werden in übergeordneten Unterlagen wie (IAEA 2020a) jedoch typischerweise nicht gemacht, so dass eine Bewertung des tatsächlich angestrebten Sicherheitsniveaus auf dieser Basis nicht möglich ist.

Wenige Anlagen (NuScale, SMR-160) verweisen explizit darauf, dass auch der Absturz eines großen Zivilflugzeugs in der Auslegung berücksichtigt wird. Für das SMR-Konzept KLT-40S, von dem im Jahr 2020 die ersten beiden Blöcke in Russland in Betrieb gegangen sind, wird demgegenüber als Auslegungsgrundlage nur der Absturz eines Flugzeugs bis zu einem Gesamtgewicht von 10 Tonnen (gegenüber einem Startgewicht eines großen Zivilflugzeugs von einigen hundert Tonnen) ausgewiesen.

Mit Verweis auf die geringere Größe von SMR-Konzepten wird die Möglichkeit der unterirdischen Anordnung der Gesamtanlage oder mindestens des nuklearen Teils eines SMR diskutiert (Black et al. 2021). Allerdings weist (Glaser 2014) darauf hin, dass bezogen auf die installierte elektrische Leistung der erforderliche unterirdische Platzbedarf bei SMR-Anlagen nicht geringer ausfällt als bei größeren Leistungsreaktoren. Die Idee einer mindestens teilweise unterirdischen Errichtung eines Kernkraftwerks ist auch nicht grundsätzlich neu. (Forsberg und Kress 1997) stellen dar, dass dieses Konzept bereits in den 1970er Jahren untersucht und einzelne Forschungsreaktoren sowie militärische Anlagen auch tatsächlich unterirdisch errichtet wurden.

Eine zumindest teilweise unterirdische Bauweise wird heute von vielen SMR-Konzepten explizit vorgesehen (4S, BWRX-300, EM^2, IMSR, MMR, mPower, NuScale, PRISM, SMR-160, Westinghouse SMR) oder als Möglichkeit in Betracht gezogen (U-Battery). Einzelne Konzepte

[164] So hatten bspw. die japanischen Anlagen an den Standorten Fukushima Daiichi und Daini eine Auslegung im Bereich von maximalen Bodenbeschleunigungen von 0,4-0,5 g, vergleiche (Öko-Institut e.V. 2015).

weisen dabei darauf hin, dass auch das Reaktorgebäudedach zusätzlich gegen äußere Einwirkungen wie einen Flugzeugabsturz ausgelegt werden soll (EM[2]).

Eine unterirdische Unterbringung eines Kernkraftwerks kann verschiedene Vorteile bieten, es müssen jedoch immer auch potenzielle Nachteile berücksichtig werden (Forsberg und Kress 1997; Glaser 2014; Black et al. 2021).

So kann mit Blick auf naturbedingte Einwirkungen beispielsweise daraus ein besserer Schutz gegen Erdbeben resultieren, da die höchsten erdbebenbedingten Beschleunigungen an der Geländeoberkante auftreten. Allerdings können bezüglich anderer naturbedingter Einwirkungen wie externen Überflutungen andersartige Überflutungsrisiken entstehen. Insgesamt ist daher das gesamte zu betrachtende Ereignisspektrum hinsichtlich der Auswirkungen einer unterirdischen Bauweise zu überprüfen.

Durch eine unterirdische Bauweise wird vor allem auch ein besserer Schutz gegen zivilisatorische Einwirkungen, also beispielsweise einen unfallbedingten oder terroristisch motivierten Flugzeugabsturz erwartet. Dabei müssen allerdings auch notwendige Hilfsanlagen, die bei verschiedenen SMR-Konzepten weiterhin oberirdisch angeordnet werden sollen, mit in die Betrachtung eingezogen werden. Auch bei einem potenziell erhöhten Schutz gegen physische Einwirkungen verbleiben jedoch Einwirkungsszenarien (wie Innentäterszenarien oder Cyberangriffe), die durch den physischen Schutz der Anlage aufgrund der unterirdischen Bauweise nicht adressiert werden können.

Bei Unfällen kann eine unterirdische Anordnung von SMR zu einer erhöhten Rückhaltung von Radionukliden und somit zu einen geringerem Quellterm beitragen. Dem stehen potenzielle Nachteil bei der Frage der Zugänglichkeit im Falle von Unfällen oder anderen Ereignisabläufen gegenüber, die Personalmaßnahmen erschweren können.

5.4.3 Fazit

Die sicherheitstechnischen Eigenschaften des Reaktors sind auch unter Einbeziehung des möglichen Ereignis- bzw. Störfallspektrums zu analysieren. Dabei können interne Ereignisse wie ein Ausfall von Pumpen, der Verlust einer Stromversorgung von Einrichtungen, Leckagen an Rohrleitungen oder auch Einwirkungen von innen wie interne Brände eine wesentliche Rolle spielen. Daneben sind auch Einwirkungen von außen (EVA) wie beispielsweise Erdbeben oder ein unfallbedingter oder terroristisch motivierter Flugzeugabsturz zu betrachten. Die für die heutigen LWR identifizierten Ereignislisten wurden auf Basis einer breiten Erfahrungsbasis entwickelt und mit den internationalen Betriebserfahrungen fortgeschrieben.

Durch Design-Maßnahmen wie beispielsweise einen integralen Reaktordruckbehälter sollen bei manchen SMR-Konzepten bestimmte Ereignisse wie ein großer Kühlmittelverluststörfall ausgeschlossen werden. Durch die Unterbringung aller Komponenten des Primärkreislaufs in einem Druckbehälter können jedoch die Überwachung, Prüfung und ggf. Instandhaltung bzw. Instandsetzung der Komponenten höhere Anforderungen stellen, was sich auf die Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit einer Anlage auswirken kann.

Bei nicht-wassergekühlten SMR-Konzepten verlieren einige Ereignisklassen an Gewicht, insbesondere ein Kühlmittelverluststörfall. Andere Ereignisklassen können jedoch an Bedeutung gewinnen oder neu hinzukommen.

Zwei typische Ereignisklassen für gasgekühlte Hochtemperaturreaktor-Konzepte sind der Wassereinbruch sowie der Lufteintritt in den Reaktor. Beim HTR-PM wird daher beispielsweise ein aktives System zur Begrenzung von Wassereintritt aus dem sekundären Kühlkreislauf bei Dampferzeugerschäden vorgesehen. Bei einigen Konzepten soll das Eindringen von Wasser und/oder Luft unter allen Normalbetriebs- und Störfallbedingungen durch Designmaßnahmen ausgeschlossen (U-Battery) oder begrenzt werden (Lufteinbruch beim PBMR-400).

Bei SMR-Konzepten mit schnellem Neutronenspektrum wird anstelle von Wasser als Kühlmittel typischerweise ein Flüssigmetall (Natrium, Blei) zur Kühlung des Reaktorkerns verwendet. Bei der Verwendung von Natrium anstelle von Wasser als Kühlmittel ist zu berücksichtigen, dass Natrium exotherm mit Wasser reagiert und bei Kontakt mit Sauerstoff entflammt. Bei Leckagen an Wärmetauschern zwischen einem Natrium- und einem Wasser-Dampf-Kühlkreislauf kommt es zu direkten Wasser-Natrium-Reaktionen. Durch die Verwendung doppelwandiger Dampferzeuger-heizrohre soll beispielsweise beim 4S ein direkter Wasser-Natrium-Kontakt auch bei Leckagen verhindert werden.

Bei SMR-Konzepten die eine Salzschmelze als Kühlmittel vorsehen betrifft ein wichtiges zu analysierendes Ereignisszenario die Auswirkungen starker Temperaturschwankungen im Reaktor. Werden dabei Löslichkeitsgrenzen einzelner chemischer Element (Spaltstoffe, Spaltprodukte) unterschritten, könnte es zu Ausfällungen oder gar dem Erstarren der Salzschmelze kommen.

Bei mehreren Reaktor-Modulen an einem Standort sind potenzielle Wechselwirkungen zwischen den einzelnen Modulen bei Stör- oder Unfällen zu analysieren. Insbesondere bei einer gemeinsamen Nutzung von Einrichtungen müssen sicherheitstechnisch unzulässige gegenseitige Wechselwirkungen bei allen Betriebszuständen ausgeschlossen werden.

Einwirkungen von außen verfügen über ein Potential zur gleichzeitigen Beeinträchtigung von mehreren sicherheitsrelevanten Systemen, Strukturen und Komponenten eines Kernkraftwerks, die auch verschiedenen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts zugeordnet sein können. Daher müssen Kernkraftwerke ein robustes Schutzkonzept gegen EVA aufweisen. Die zu berücksichtigende Stärke möglicher EVA ist dabei typischerweise standortspezifisch zu bestimmten.

Standortspezifische Analysen werden für SMR-Konzepte erst im Zusammenhang mit einem konkreten Bauvorhaben an einem konkreten Standort vorgenommen. Hier ergeben sich keine grundsätzlichen Unterschiede gegenüber heutigen Kernkraftwerken.

Bei einer potenziell weltweiten Nutzung von SMR-Konzepten zur allgemeinen Stromversorgung würde eine sehr große Anzahl von Anlagen errichtet werden müssen. Damit würde sich auch die Zahl der erforderlichen Standorte (von heute einigen Hundert auf gegebenenfalls einige Tausend) erhöhen, was wiederum auch erhöhte Anforderungen an die Sicherheit eines einzelnen Standorts notwendig machen könnte.

SMR sind teilweise zum Einsatz in abgelegenen Regionen oder zur Versorgung von Industrieanlagen vorgesehen. In diesen Fällen können Standorte nicht frei gewählt werden. Insbesondere für seegestützte SMR-Konzepte (FNPPs) können sich weitergehende Frage mit Blick auf naturbedingte Einwirkungen von außen stellen.

Verschiedene SMR-Konzepte verweisen auf eine robuste Auslegung des Reaktorgebäudes zum Schutz gegen EVA (BREST, IMSR, SMR-160, SSR-300). Konkretere Angeben zu den tatsächlich geplanten Einwirkungsstärken werden in übergeordneten Unterlagen jedoch typischerweise nicht gemacht, so dass eine Bewertung des tatsächlich angestrebten Sicherheitsniveaus auf dieser Basis

nicht möglich ist. Wenige Anlagen (NuScale, SMR-160) verweisen explizit darauf, dass auch der Absturz eines großen Zivilflugzeugs in der Auslegung berücksichtigt wird. Für das SMR-Konzept KLT-40S, von dem im Jahr 2020 die ersten beiden Blöcke in Russland in Betrieb gegangen sind, wird demgegenüber als Auslegungsgrundlage nur der Absturz eines Flugzeugs bis zu einem Gesamtgewicht von 10 Tonnen ausgewiesen.

Insgesamt müssen für SMR-Konzepte die zu postulierenden einleitenden Ereignisse, einschließlich der Einwirkungen von innen und außen, mittels eines systematischen Ansatzes, der alle Betriebs- bzw. Bauzustände einer gegebenenfalls auch modular ausgelegten Anlage umfasst, identifiziert und analysiert werden.

5.5 Notfallschutz und Planungsgebiete

Wie in Kapitel 5.1 dargestellt fordert das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen (Defence in Depth, DiD) das Vorhandensein von Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven und mitigativen anlageninternen Notfallschutzes (Sicherheitsebene 4) sowie von externen Notfallschutzmaßnahmen (Sicherheitsebene 5). Dies begründet sich dadurch, dass trotz der Maßnahmen und Einrichtungen der vorgelagerten Sicherheitsebenen, Ereignisabläufe, die nicht auf diesen Ebenen kontrolliert werden können, nicht mit ausreichender Sicherheit ausgeschlossen werden können. Es werden daher für die heutigen Kernkraftwerke reaktortypspezifische Ereignisabläufe postuliert und daraus präventive Notfallmaßnahmen abgeleitet, mit deren Hilfe das Eintreten von Kernschmelzzuständen verhindert werden soll, sowie des weiteren mitigative Notfallmaßnahmen, die für den Fall einer Kernschmelze eine Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung gewährleisten sollen. Schließlich werden für den Fall von Aktivitätsfreisetzungen Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung außerhalb des Betriebsgeländes einer kerntechnischen Anlage vorgeplant.

5.5.1 Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Anlageninterne Notfallmaßnahmen sind technische und organisatorische Maßnahmen, die Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus einer Anlage verhindern oder möglichst gering halten sollen. Diese Maßnahmen liegen im Verantwortungsbereich des Betreibers. Als die wesentlichen präventiven Notfallmaßnahmen, wie sie beispielsweise in deutschen Druckwasser-Leistungsreaktoren implementiert sind, nennen (BMU 2010; 2013):

- sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung des Dampferzeugers (sekundärseitiges Bleed und Feed) und
- primärseitige Druckentlastung und Bespeisung des Reaktorkühlreislaufs (primärseitiges Bleed und Feed),

für beide Maßnahmen samt der erforderlichen Kühlmittelbevorratung und Stromversorgung. Als wesentliche mitigative Notfallmaßnahmen sind zu nennen:

- gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters und die
- Begrenzung der Wasserstoffkonzentration im Reaktorsicherheitsbehälter (mittels fest installierter Wasserstoff-Rekombinatoren) beim DWR beziehungsweise Inertisierung des Sicherheitsbehälters beim SWR.

International werden für verschiedene Reaktoren darüber hinaus Konzepte wie eine Außenkühlung des Reaktordruckbehälters oder eine Auffangvorrichtung für eine Kernschmelze (Core-Catcher) umgesetzt.

Daneben sind insbesondere in der Folge des Unfalls in Fukushima Daiichi verstärkt auch mobile Einrichtungen (wie Feuerlöschpumpen oder mobile Notstromaggregate) sowie zusätzliche Wasservorräte auf dem Anlagengelände implementiert worden. Schließlich spielt auch die externe Unterstützung der Anlage durch Notfallmannschaften, in Deutschland beispielsweise durch den „Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH“ (BMU 2013), in Frankreich beispielsweis in Form der Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN) (ASN 2012) eine wichtige Rolle im Bereich des Notfallschutzes. So muss durch die FARN in Frankreich beispielsweise sichergestellt werden, dass jede Anlage in Frankreich innerhalb von 24 Stunden mit einer externen Unterstützung auch in der Form von Personal und zusätzlicher technischer Ausrüstung versorgt werden kann.

Für einen Großteil der in Anhang 6.2 dargestellten Systeme machen die Entwickler im Rahmen der Konzeptbeschreibungen in (IAEA 2020a) keine detaillierten Angaben zu vorgesehenen anlageninternen Notfallmaßnahmen. Verschiedene wassergekühlte, aber auch einige nicht-wassergekühlte SMR-Konzepte, verweisen auf den Einsatz „klassischer“ anlageninterner Notfallmaßnahmen, wie sie auch in heutigen Leichtwasserreaktoren implementiert sind.

So sehen ACPR50S, CAREM, RITM-200M und SMART den Einsatz von autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren vor. Weiterhin verweisen CAREM und RITM-200M auf die vorgeplante Möglichkeit einer Außenkühlung des Reaktordruckbehälters zur Stabilisierung einer Kernschmelze.

CAREM verweist weiterhin auf Notfallmaßnahmen wie die Nutzung von mobilen Pumpen oder einer Wassereinspeisung aus dem Feuerlöschsystem.

Ein System zur gefilterten Druckentlastung des Containments wird vom ACPR50S vorgesehen. RITM-200M verfügt zumindest über Sicherheitsventile am Containment, eine gefilterte Druckentlastung wird hier nicht aufgeführt. Für die HTR-Konzepte HTR-PM, PBMR-400 und Xe-100 ist eine gefilterte Druckentlastung des Reaktorgebäudes beziehungsweise Sicherheitseinschlusses (PBMR-400) eingeplant. Gemäß (GRS 2015) ist beim CEFR ein Core-Catcher installiert.

Im Bereich der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden bei SMR-Konzepten damit grundsätzlich ähnliche Maßnahmen wie bei heutigen Kernkraftwerken diskutiert.

Verschiedene Konzepte wie 4S, ARC-100, IMSR oder SMR-160 nehmen für sich eine sogenannte „walk-away“-Safety in Anspruch, d. h. dass für alle zu unterstellenden Ereignisabläufe keine Eingriffe des Bedienpersonals erforderlich sind.

Entsprechend könnten solche Anlagen mit einem deutlich reduzierten Personal vor Ort geplant werden. Käme es dennoch zu nicht-vorhergesehenen Ereignissen, würde sich in verstärktem Maße die Frage nach der Durchführbarkeit von (dann nicht vorhergeplanten) Notfallmaßnahmen stellen.

Diese Fragestellung würde sich bei Anlagen, für die als Einsatzort entlegene Regionen vorgesehen sind, weiter verschärfen. In diesem Fall wäre auch eine externe Unterstützung eines Anlagenpersonals vor Ort nicht oder höchsten mit wesentlich erhöhtem Aufwand zu realisieren.

5.5.2 Anlagenexterne Notfallmaßnahmen und Zweck der Planungsgebiete für solche Maßnahmen

Anlagenexterne Notfallmaßnahmen sind Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung und der Umwelt außerhalb des Betriebsgeländes einer kerntechnischen Anlage. Die Planung und Durchführung der anlagenexternen Notfallmaßnahmen sind staatliche Aufgaben. Zu diesen Maßnahmen zählen insbesondere

- Maßnahmen zur Information der Bevölkerung,
- die Aufforderung zum Aufenthalt in Gebäuden,
- die Verteilung von Jodtabletten und die Aufforderung zu deren Einnahme,
- die Evakuierung,
- Maßnahmen zum Schutz vor einer Inkorporation kontaminierter Lebensmittel,
- die Prognose und Überwachung der radiologischen Situation,
- die Erfüllung internationaler Informationsverpflichtungen.

Die vielfältigen Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes können im Notfall nicht zuverlässig durchgeführt werden, ohne im Detail zuvor geplant und zwischen den Beteiligten abgestimmt worden zu sein. Außerdem sind zum Beispiel regelmäßige Übungen erforderlich, damit ein möglichst reibungsloses Zusammenwirken der Beteiligten im Notfall ermöglicht wird sowie Schwachstellen erkannt und beseitigt werden können. Es ist international üblich, Planungsgebiete in Form eines Radius um die jeweilige Anlage festzulegen, in denen der Ablauf der im Notfall zu treffenden Maßnahmen geplant und die technischen Voraussetzungen dazu geschaffen werden. In diesen Gebieten sind dann im Notfall bestimmte Maßnahmen innerhalb bestimmter Zeitvorgaben umzusetzen. In einem tatsächlich eingetretenen Notfall sind nicht unbedingt alle geplanten Maßnahmen im gesamten Planungsgebiet umzusetzen, sondern ein Gebiet kann aufgrund der Windrichtung eingeschränkt werden oder muss erforderlichenfalls auch ausgedehnt werden. Durch die geschaffene Infrastuktur, die detaillierten Planungen und Übungen wird aber gewährleistet, dass die im Notfall erforderlichen Maßnahmen zuverlässiger ablaufen können, auch wenn Abweichungen von der Planung notwendig sind.

Durch die geschaffenen technischen Voraussetzungen, die detaillierten Planungen und Übungen in den Planungsgebiete für den anlagenexternen Notfallschutz wird dabei nicht nur die Voraussetzung geschaffen, im Notfall den gebotenen Schutz vor radiologischen Folgen zu erreichen. Die Planung dient auch dem Schutz vor nicht-radiologischen Folgen, die aus Schutzmaßnahmen entstehen können, wenn diese nicht sorgfältig geplant und vorbereitet wurden. So wurde und wird nach dem Unfall in Fukushima immer wieder angeführt, die Evakuierung im durchgeführten Umfang habe zu einer Vielzahl von Todesfällen unter Menschen geführt, denen dadurch keine medizinische Versorgung mehr zur Verfügung stand. Dieses Beispiel zeigt eindrücklich, dass eine sorgfältige Planung und Vorbereitung von Notfallmaßnahmen wie einer Evakuierung erforderlich ist und die dabei berücksichtigten Gebiete nicht zu klein bemessen sein dürfen. Damit kann erreicht werden, dass im Notfall notwendige Ressourcen (Personal, technische Geräte, Spezialfahrzeuge etc.) zur Evakuierung von Krankenhäusern, Altenheimen etc. zur Verfügung stehen. In Deutschland wurden aufgrund der Erfahrungen aus Fukushima die Planungsgebiete für den externen Notfallschutz trotz des Beschlusses zum Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie deutlich ausgeweitet.

Die Radien der Planungsgebiete werden in der Regel so festgelegt, dass auch Unfälle der INES-7-Einstufung im Hinblick auf die radiologischen Schutzziele abgedeckt sind. Die Festlegung orientiert sich vor allem an den potenziellen Auswirkungen, weniger an der Eintrittswahrscheinlichkeit von Unfällen. Die Notwendigkeit einer Evakuierung kann in der näheren Umgebung einer Anlage bereits dann bestehen, wenn Iod-131 oder Cäsium-137 nur in einem Umfang von 0,1 bis 1% des bei einem INES-7-Ereignis zu unterstellenden Quellterms freigesetzt werden. Auch Reaktoren vergleichsweise geringer Leistung haben daher das Potential für Ereignisse, die Notfallmaßnahmen außerhalb des Anlagengeländes erfordern. Aus diesem Grund ist es üblich, auch Planungsgebiete für den anlagenexternen Notfallschutz bei Forschungsreaktoren festzulegen, soweit aufgrund ihrer Leistung bzw. ihres Inventars an radioaktiven Stoffen in einem Notfall anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen notwendig werden können.

Verschiedene SMR-Konzepte nehmen für sich in Anspruch, dass auch bei den ungünstigsten zu unterstellenden Unfallabläufen keine externen Notfallschutzmaßnahmen notwendig werden. So sieht der ACPR50S keine Notwendigkeit für Evakuierungsmaßnahmen in der Umgebung der Anlage. Die HTR-Konzepte HTR-PM sowie PBMR-400 sehen generell keine externen Notfallmaßnahmen vor.

Auch die Mikroreaktorkonzepte Aurora Powerhouse sowie MMR nehmen für sich in Anspruch, dass auf anlagenexterne Notfallmaßnahmen verzichtet werden könne.

Die Konzepte SSR-W300 und U-Battery gehen davon aus, dass bei den zu unterstellenden Unfällen höchstens geringe Mengen an radioaktiven Materialien aus der Anlage entkommen können. Dadurch sollen erforderliche Sicherheitsabstände (standortbezogene Planungsradien) deutlich reduziert werden können.

Dabei handelt es sich jeweils um die Einschätzungen der SMR-Entwickler, eine Entscheidung über die Notwendigkeit anlagenexterner Notfallmaßnahmen wird letztlich von den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden zu treffen sein.

5.5.3 Diskussionsstand zu Planungsgebieten bei SMR

Im Jahr 2018 hat das SMR Regulators' Forum, einen Bericht vorgelegt, in dem u. a. auf die Frage der Notwendigkeit und Größe von Planungsgebieten für den Notfallschutz eingegangen wird (SMR Regulators' Forum 2018a), siehe auch Kapitel 4.1.1.

Die Radien für Planungsgebiete bei heutigen großen Leistungsreaktoren sind in den am Forum beteiligten Ländern teils nicht generell, sondern in jedem Einzelfall festgelegt (Kanada und Korea). In den übrigen Ländern variieren die Radien für Planungsgebiete bezogen auf Maßnahmen zum Schutz vor Inhalation und Wolkenstrahlung von 7-10 km (China) bis < 25 km (Russland). Bezogen auf Maßnahmen in der Landwirtschaft haben die Planungsgebiete Radien von 20 km (Frankreich) bis < 100 km (Russland) (SMR Regulators' Forum 2018a). In Deutschland werden Planungsgebiete als Zentral-, Mittel-, Außen- und Fernzone festgelegt (SSK 2014). Die deutsche Zentral- und Mittelzone (Radius etwa 20 km) ist in etwa vergleichbar mit den oben genannten Planungsgebieten bezogen auf Maßnahmen zum Schutz vor Inhalation und Wolkenstrahlung (7 km bis 25 km). Maßnahmen für die Jodblockade sollen gemäß der Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz (SSK 2015) in Deutschland auch darüber hinaus geplant werden, bezogen auf besonders sensible Personengruppen im gesamten Staatsgebiet.

Aufgrund besonderer Eigenschaften von SMRs werden international teils gegenüber der bisherigen Praxis reduzierte Planungsgebiete vorgeschlagen. Manche Vorschläge zielen sogar darauf ab, Notfallplanungen auf das Anlagengelände zu begrenzen. Begründet wird dies mit gegenüber großen Leistungsreaktoren geringeren Quellltermen, mit geringen Wahrscheinlichkeiten erheblicher Freisetzungen oder mit verzögerten Unfallabläufen, so dass die Hoffnung besteht, auch Maßnahmen, die nicht im Detail geplant worden sind, erfolgreich umsetzen zu können. Das SMR Regulators` Forum hat in (SMR Regulators' Forum 2018a) zunächst die bestehende Praxis und Strategien untersucht, um zu verstehen, inwieweit eine flexible Festlegung der Radien von Planungsgebieten in den einzelnen beteiligten Ländern möglich wäre. Das Forum hat sich auch mit den „Safety Requirements“ und den „Safety Guidances“ der IAEA befasst, um zu prüfen, ob hieran Änderungen erforderlich wären. Eine Arbeitsgruppe des SMR Regulators` Forum, die das Thema Planungsgebiete bearbeitete, kam zum Ergebnis, dass die Größe der Planungsgebiete bei SMRs anhand der Technologie spezieller sicherheitsrelevanter Eigenschaften der Anlagen skaliert werden kann. Bestehende Anforderungen der IAEA an das Verfahren zur Festlegung von Planungsgebieten wurden von der Arbeitsgruppe als allgemein effektiv anwendbar angesehen. Besonders erwähnt werden in diesem Zusammenhang in (SMR Regulators' Forum 2018a) die IAEA Safety Standard Series No. GSR Part 7.

Die Arbeitsgruppe zu den Planungsgebieten des SMR Regulators` Forum gelangte darüber hinaus zur Schlussfolgerung, dass gegebenenfalls auch für Anlagen zur Handhabung und Lagerung von Brennstoff außerhalb eines SMR-Geländes Planungsgebiete festgelegt werden müssten. Besondere Betrachtungen wären auch dann erforderlich, wenn Planungsgebiete von SMR nahe an dicht besiedelte Zentren reichen. Es wurde auch darauf hingewiesen, dass gerade bei neuen technischen Designs mögliche Quellterme schwer prognostizierbar sind und zu deren Bestimmung noch Methoden entwickelt werden müssten. Die Arbeitsgruppe kam auch zum Ergebnis, dass selbst bei gleichem Design eines SMR in verschiedenen Ländern verschiedene Radien für die Planungsgebiete notwendig sind, da diese von regulatorischen Festlegungen, Schutzstrategien, angelegten Dosiskriterien sowie ebenfalls von politischen Faktoren und der öffentlichen Akzeptanz abhängen.

Die Arbeitsgruppe des SMR Regulators` Forum zu den Planungsgebieten hat in (SMR Regulators' Forum 2018a) Empfehlungen hinsichtlich zukünftiger Arbeiten gegeben, die sie als notwendig erkannt hat, die aber über den Arbeitsauftrag der Arbeitsgruppe hinausgegangen wären. Bezogen auf die Planungsgebiete war dies die weitere Untersuchung der Notwendigkeit, Publikationen herauszugeben, die ausgehend von vorliegenden IAEA Safety Standards die technische Grundlage zur Festlegung von Planungsgebieten im Detail darlegen. In einem weiteren Zwischenbericht des SMR Regulators` Forum (SMR Regulators' Forum 2019a) werden darüber hinaus die folgenden noch offenen Fragen in Zusammenhang mit der Notfallvorsorge bei SMR angeführt:

- Bei Mehrblockanlagen betonen die bestehenden Anforderungen und Leitlinien die gegenseitige Unterstützung der Blöcke im Notfall, sofern deren sicherer Betrieb dadurch nicht beeinträchtigt wird. Die meisten Entwickler von SMR-Konzepten behaupten, dass ihre passiven und inhärenten Sicherheitsmerkmale, der einfachere Betrieb und die kleineren Quellterme ein sehr begrenztes Notfallmanagement erfordern und die Größe von Planungsgebieten gegenüber großen Leistungsreaktoren deutlich kleiner ausfallen kann. Die Anzahl von Reaktormodulen an einem Standort kann dies aber wesentlich beeinflussen und die gegenseitigen Abhängigkeiten und Verknüpfungen der Module müssen sorgfältig analysiert werden.

- Das Vorhandensein mehrerer Module an einem Standort kann die Herausforderungen, denen sich das Anlagenpersonal während eines Unfalls gegenübersieht, verschärfen. Die Folgen eines Unfalls in einem der Module könnten sich auf einen Unfallverlauf in einem anderen Modul auswirken, dort Maßnahmen zur Unfallbewältigung behindern. Verfügbare Ressourcen (Personal, Ausrüstung und Verbrauchsmaterial) müssen für alle Module in ausreichendem Umfang zur Verfügung stehen. Diese Zusammenhänge müssen noch weiter analysiert werden.

Durch das Sekretariat der IAEA wurde in (SMR Regulators' Forum 2018a) hervorgehoben, dass bestehende IAEA Safety Standards für die Festlegung von Planungsgebieten auf neue Reaktordesigns, einschließlich SMRs, anwendbar sind. Für die Entwicklung des anlagenexternen Notfallschutzes bei SMRs werden aber noch Folgenabschätzungen von Ereignissen mit sehr geringer Eintrittshäufigkeit und von nicht in den Designs berücksichtigten Ereignissen benötigt.

Abdeckende Quellterme zu definieren ist bei neuen Reaktordesigns problematisch, da ausreichende Betriebserfahrungen, beispielsweise hinsichtlich des Freisetzungsverhaltens von Radionukliden aus dem Brennstoff, fehlen. Auch die oben angeführten umfangreichen Untersuchungen des SMR Regulators` Forum haben bislang keine im Hinblick auf die Bestimmung von Radien für Planungsgebiete verwertbaren Quellterme ergeben.

In (INL 2020) wurden abdeckende Inhalationsdosen für Beschäftigte in einer SMR-Anlage und für die Bevölkerung berechnet. Dabei wurde hinsichtlich des Aktivitätsinventars ein SMR mit einer thermischen Leistung von 20 MW_{th} nach einem Jahr unterbrechungsfreiem Betrieb angenommen. Zum einen wurde angenommen, dass alle Radionuklide bei einem Unfall freigesetzt werden, zum anderen wurde für drei Reaktortypen (SFR, MCFR und PWR) die unterschiedliche Rückhaltung von Radionukliden im Kernbrennstoff bei der Wahl eines abdeckenden Quellterms berücksichtigt. Für bestimmte Radionuklidgruppen gibt es dabei deutliche Unterschiede bei den drei Reaktortypen gegenüber der Annahme vollständiger Freisetzung. Die Unterschiede zeigen sich aber weniger bei den für die erforderlichen Notfallmaßnahmen relevanten Iod- und Cäsium-Isotopen, bei denen bei allen Konzepten der Freisetzungsanteil mindestens 10% beträgt. Bezogen auf das Gesamtinventar wurden in (INL 2020) die folgenden Quellterme für Iod- und Cäsium-Isotope angesetzt:

- PWR: 40% für Iod und 30% für Cäsium,
- SFR: 10% für Iod und 42% für Cäsium,
- MSFR: 100% für Iod und 100% für Cäsium.

Die in (INL 2020) errechneten Inhalationsdosen sind daher bezogen auf das jeweilige SMR-Konzept insgesamt nicht sehr verschieden. Sie betragen für Beschäftigte in der Anlage zwischen 3% und 7% und für Personen der Bevölkerung zwischen 2% und 4% der Dosis bei vollständiger Freisetzung. Bezogen auf die Inhalationsdosis der Bevölkerung ist für das PWR-Design die niedrigste Dosis angegeben. Die Inhalationsdosis der Bevölkerung für das SFR-Design beträgt etwa das 1,6fache, die für das MSFR-Design etwa das 2,1fache der Dosis des PWR-Designs. Diese Untersuchung hat daher zunächst nur ergeben, dass allein auf der Basis des Radionuklidrückhaltevermögens im Brennstoff keine wesentlichen Vorteile im Hinblick auf Freisetzungen bei schweren Unfällen zu erreichen sind, die über eine allgemeine Abhängigkeit des Quellterms von der thermischen Leistung des Reaktors hinaus gehen. Umfangreiche Untersuchungen zu weiteren Details des Unfall- und Freisetzungsverhaltens verschiedener Reaktordesigns wären erforderlich, bevor verlässliche Aussagen über abdeckende Quellterme möglich sind.

Auch bei der U.S. NRC sind die Anforderungen des anlagenexternen Notfallschutzes für SMR und andere neue Technologien noch als „Open Policy Issue“ geführt (NRC 2020n).

Eine besondere Form von SMR sind Reaktoren, die auf einer Plattform auf dem Meer zu einem Einsatzort oder zum Brennelementwechsel in eine Werft geschleppt werden können. Die bereits in Betrieb genommene russische Anlage Akademik Lomonossow besitzt zwei Reaktoren mit einer thermischen Leistung von je 150 MW_{th}. Bei solchen Konzepten stellt sich neben der Frage des Umgangs mit Mehrmodulanlagen in besonderem Maße die der Festlegung von Planungsgebieten für den Notfall. Dies gilt ebenso für Mikroreaktor-Konzepte, welche für einen mobilen Einsatz vorgesehen sind.

5.5.4 Fazit

Im Bereich der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden bei SMR-Konzepten grundsätzlich ähnliche Maßnahmen wie bei heutigen Kernkraftwerken diskutiert. Inwieweit solche Notfallmaßnahmen allerdings in allen SMR-Konzepten geplant werden, oder aufgrund einer erwarteten höheren Zuverlässigkeit von vorgelagerten Sicherheitsmaßnahmen ein Verzicht auf eine zusätzliche Sicherheitsebene vorgesehen ist, kann gegenwärtig nicht abschließend festgestellt werden.

Hinsichtlich der Notwendigkeit und Größe von Planungsgebieten für den anlagenexternen Notfallschutz bei SMR bestehen insgesamt noch einige offene Fragen. Aufwändige Untersuchungen sind vor allem noch bezüglich abdeckender Quellterme für die einzelnen Reaktordesigns und zu den möglichen Wechselwirkungen bei Mehrblockanlagen erforderlich. Es muss bisher davon ausgegangen werden, dass für den anlagenexternen Notfallschutz bei SMR die Notwendigkeit von Planungsgebieten besteht, die deutlich über das Anlagengelände hinausreichen.

Aufgrund länderspezifischer Eigenheiten, wie beispielsweise regulatorischen Festlegungen, Schutzstrategien, angelegten Dosiskriterien, politischen Faktoren und öffentlicher Akzeptanz, kann das Ergebnis eines Prozesses der Festlegung von Planungsgebieten für SMR nicht ohne weiteres von einem Land auf ein anderes übertragen werden.

5.6 Non-Proliferationsaspekte

Im Folgenden werden zunächst einige Grundlagen der nuklearen Nichtverbreitung dargestellt. Daran schließt eine Diskussion wichtiger Proliferationsaspekte bei heutigen Leichtwasserreaktoren an. Im darauf folgenden Abschnitt werden dann spezifische Unterschiede von SMR-Konzepten mit Blick auf ihre Bedeutung für die nukleare Nichtverbreitung diskutiert.

5.6.1 Grundlagen der nuklearen Nichtverbreitung (Non-Proliferation)

Die Weiterverbreitung von Kernwaffen, sowie der notwendigen nuklearen Technologien oder spaltbaren Materialien für ihre Produktion, wird als Proliferation bezeichnet. Viele nukleare Technologien werden im zivilen Bereich der Kernenergieerzeugung eingesetzt und erforscht, können aber auch für militärische Zwecke im Rahmen von Kernwaffenprogrammen genutzt werden. Akteure können daher diese zivil-militärische Ambivalenz (Dual-Use) ausnutzen. Nicht alle Technologien und spaltbaren Materialien sind dabei gleich geeignet für eine militärische Nutzung

(Proliferationsresistenz)[165]. Entscheidend für die Herstellung von Kernwaffen ist der Zugriff auf spaltbare Materialien. Es lassen sich hierfür zwei Möglichkeiten unterscheiden:

1. Der Zugang zu Beständen an spaltbaren Materialien. Dies sind insbesondere Bestände an separiertem Plutonium oder hochangereichertem Uran. Als Kriterium für die Proliferationsresistenz kann der Attractiveness Level nach (Bathke et al. 2008) angesehen werden. Dieser berücksichtigt die Isotopenzusammensetzung und die chemische Form des spaltbaren Materials und ermöglicht eine quantitative Einteilung spaltbaren Materials in drei Kategorien (unattraktiv, attraktiv und präferiert). So kann Plutonium separiert oder in abgebranntem Brennstoff vorliegen und Uran verschieden hoch angereichert sein.
2. Zugriff auf Produktionstechnologien, die zweckentfremdet werden können. Ein Kriterium für die Proliferationsresistenz ist die Wahrscheinlichkeit, die Abzweigung von Material oder Produktionsmöglichkeiten innerhalb deklarierter Produktionsanlagen rechtzeitig zu detektieren und zu verhindern. Die betrifft insbesondere die sensitiven Technologien der Urananreicherung und der Wiederaufarbeitung (Abtrennung von Plutonium aus abgebrannten Brennstoffen). Daneben besteht auch die Möglichkeit geheime Produktionsanlagen aufzubauen.

Historisch war es häufig der Fall, dass Staaten die Dual-Use Charakteristik nuklearer Technologien ausgeschöpft haben. Der Aufbau eines zivilen Nuklearenergieprogramms etabliert eine nukleare Infrastruktur mit entsprechenden Anlagen, Know-how, Materialien und Fertigungsverfahren. Dieses latente Potenzial (latente Proliferation) steht fortan zum Miss- oder Gebrauch zur Verfügung, um in einem parallelen oder später zu verfolgenden militärischen Kernwaffenprogramm genutzt zu werden. Daneben gibt es auch die Möglichkeit der Entwendung von spaltbarem Material durch nichtstaatliche Akteure (Feiveson et al. 2014).

Proliferation ist daher abhängig von einer Reihe von technischen und nichttechnischen Faktoren, die von der Motivation eines Akteurs abhängt, seinen Zielen und Ressourcen; von den technischen Möglichkeiten und zur Verfügung stehenden nukleartechnischen Mitteln wie der Wahl der Technologien zur Brennstoffver- und -entsorgung und dem spaltbarem Material. Es spielen aber auch nationale und internationale Überwachungsmaßnahmen eine wichtige Rolle. Jeder Versuch, die Proliferationsresistenz zu erhöhen, muss daher eine Reihe intrinsisch technischer, aber auch extrinsisch institutioneller Maßnahmen enthalten.

Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEA) führt zur Überwachung der zivilen Kernenergienutzung Überwachungsmaßnahmen (Safeguards) durch, in der europäischen Union üernimmt diese Aufgabe die Europäische Atomgemeinschaft (EURATOM) in Übereinkunft mit der IAEA. Alle Mitglieder (Nichtkernwaffenstaaten) des Atomwaffensperrvertrags (Vertrags über die Nichtverbreitung von Kernwaffen – NVV) sind verpflichtet, diese Überwachungsmaßnahmen zu akzeptieren. Sie werden in völkerrechtlich bindenden Verträgen zwischen den Staaten und der IAEA abgeschlossen (IAEA 1972). Die IAEA sorgt dabei für die möglichst lückenlose Überwachung der Nutzung des spaltbaren Materials, von der Brennstofffertigung, bis zur Entsorgung. Ihr stehen dafür eine Reihe von Überwachungstechnologien zur Verfügung, z. B. radiologische Methoden oder die visuelle Überwachung bis hin zur Nutzung von nachrichtendienstlichen Methoden und Fernerkundung. Die IAEA analysiert ebenfalls die Notwendigkeit , mit welcher Frequenz welche Akquisitionspfade überwacht werden müssen, um eine Abzweigung zu detektieren, vergleiche z. B. (IAEA 2012a). Die Safeguards sind ein wesentliches Element der Nichtverbreitung. Safeguards-by-

[165] Die Proliferationsresistenz ist ein relativer Maßstab, mit mehr oder weniger Resistenz gegenüber einer militärischen Nutzung. Absolute, 100-prozentige Proliferationsresistenz (proliferation proof) gibt es nicht.

design bezeichnet die Berücksichtigung der Kontrollnotwendigkeiten beim Design einer nukleartechnischen Anlage.

5.6.2 Proliferation und heutige LWR-Technologie

Der Unterschied der Proliferationsrisiken von LWR der kommerziellen Leistungsreaktorklasse zu SMRs auf LWR-Basis wurden quantitativ ausführlich in (Glaser et al. 2013) untersucht. Ergebnis war, dass SMRs gegenüber großen Gigawatt-LWR aufgrund der eingesetzten spaltbaren Materialien und der benötigten Anreicherung weniger proliferationsresistent sind und bestehende Überwachungsmaßnahmen angepasst werden müssten. Dies liegt an den Erwartungen für SMR-Einsatzszenarien und den dafür notwendigen Änderungen. So wird etwa ein höherer Anteil an Spaltstoffen im Brennstoff benötigt (z. B. durch höhere Anreicherung), um längere Laufzeiten ohne Brennelementwechsel zu ermöglichen. Es kann auch ein sehr kompaktes Design vorgesehen sein, das einen höheren Spaltstoffanteil pro Volumen benötigt (siehe Kapitel 5.6.3.2), oder es sollen Aktiniden im Brennstoff genutzt werden und es wird Wiederaufarbeitungstechnologie verwendet (siehe Kapitel 5.6.3.3).

Im Nachfolgenden soll als Vergleichsmaßstab die Leichtwasserreaktortechnologie beim sogenannten offenem Brennstoffkreislauf ohne Wiederaufarbeitung dienen. Anhand dieser Grundlage sollen anschließen potenzielle Vor- und Nachteile von SMR-Technologien bezüglich der Proliferationsresistenz diskutiert werden.

Die Proliferationsrisiken von LWR-Technologie sind bekannt[166].

Urananreicherung

Da natürliches Uran nur etwa 0,7% des spaltbaren Isotops Uran-235 enthält, muss dieser Anteil für eine Nutzung in Leichtwasserreaktoren angereichert werden. Hierfür werden industriell heute als Standardtechnologie vor allem Gasultrazentrifugen eingesetzt. Vor allem, wenn Staaten nationale Anreicherungskapazitäten aufbauen wollen, bestehen Proliferationsrisiken durch diese Anreicherungsanlagen. Gaszentrifugenanlagen sind von ihrer Wärmesignatur und vom Stromverbrauch vergleichbar mit größeren Supermärkten, daher sind geheime Anlagen durch Fernerkundungsmethoden kaum detektierbar (Kemp 2016). Aufgrund des Unterdrucks in der Anreicherungsanalage treten kaum Emissionen verräterischer Isotope auf. Geheime Anlagen können daher nur durch nachrichtendienstliche Methoden detektiert werden. Deklarierte Anlagen müssen kontinuierlich auf ihre rein zivile Verwendung inspiziert werden. Dies setzt aber die Kooperation des betreffenden Staates und die Mitgliedschaft in internationalen Vertragsregimen wie dem Nichtverbreitungsvertrag voraus.

Nur hochangereichertes Uran (HEU) mit einem Anteil von > 90% Uran-235, welches in metallischer Form vorliegt, ist direkt waffentauglich. Einige Forschungsreaktoren verwenden HEU in anderer chemischer Form. Die LWR-Reaktorkonzepte sind jedoch für niedrige Anreicherung < 20% Uran-235, typischerweise im Bereich von 3-5% ausgelegt. Solches niedrig angereichertes Uran (LEU) müsste dann für die Verwendung in einer Kernwaffe erst weiter angereichert werden. Ab einer Anreicherung von ca. 3-5% ist allerdings zwei Drittel der benötigten Anreicherungsarbeit zum Erreichen einer Hochanreicherung schon aufgewendet, bei 19,75% niedrig angereichertem Uran über 95% der Abtrennarbeit. Dies verkürzt die Zeit und die benötigte Anlagenkapazität für eine Anreicherung auf > 90% Uran-235 erheblich.

[166] Die Nutzung von PWR oder BWR Technologie macht keinen signifikanten Unterschied bezüglich der Proliferationsresistenz.

Plutonium

Plutonium entsteht in jedem Reaktor, der Uran im Brennstoff verwendet. Wenn ein Neutron von Uran-238 absorbiert wird, entsteht Plutonium-239. Auch das so entstandene Plutonium-239 kann Neutronen absorbieren. Je länger Uran mit Neutronen bestrahlt wird, also sich etwa ein Uranbrennelement in einem Reaktor befindet, desto sukzessiv höhere Plutoniumisotope entstehen, also Plutonium-240, Plutonium-241 etc. Die geradzahligen höheren Plutoniumisotope haben für Kernwaffenzwecke eher negative Eigenschaften. Sie erzeugen Neutronen, die während der Zündung einer Kernwaffe zu einem verfrühten Beginn der Kettenreaktion führen können. Zudem zerfallen sie aufgrund ihrer Halbwertzeit schnell und produzieren Wärme- und Strahlung. Beides sind Eigenschaften, die sich bei der Handhabung z. B. in der Fertigung aber auch Lagerung etc. als negativ erweisen. Je nach Anteil höherer Plutoniumisotope wird häufig unterschieden in Waffenplutonium (> 90% Plutonium-239), das ideal für militärische Zwecke ist, und Reaktorplutonium, das weniger gut für Waffenzwecke geeignet ist. Beide können jedoch in Kernwaffen genutzt werden (NPEC 2018; Mark 1993; IANUS 1989).

Zur Stromerzeugung sollen Brennelemente möglichst lange in einem Reaktor genutzt werden. Daher enthalten abgebrannte Brennelemente in der kommerziellen Nutzung typischerweise Reaktorplutonium. Wird ein Brennelement allerdings kürzer im Reaktor genutzt (z. B. bei einem verkürztem Zyklus, oder bei Inbetriebnahme eines Reaktors) kann mit einem LWR-Brennelement auch Waffenplutonium produziert werden (NPEC 2004).

Das so entstandene Plutonium ist allerdings noch im abgebrannten hoch radioaktiven Brennstoff enthalten. Dies ist eine Barriere gegenüber einer militärischen Nutzung (Strahlenbarriere). Um das Plutonium zu separieren, wäre die mechanische Zerkleinerung und Auflösung des Brennelements nötig, mit anschließender chemischer Extraktion des Plutoniums. Im sogenannten offenen Brennstoffkreislauf wird das Plutonium nicht abgetrennt und ist daher durch die Strahlenbarriere vor einem Zugriff geschützt. Alle Reaktorkonzepte, die die Separation von Plutonium vorsehen, sind daher weniger proliferationsresistent.

Signifikante Menge

Die Standing Advisory Group on Safeguards Implementations (SAGSI) der IAEA hat bereits 1977 eine „significant quantity“ als Masse an spaltbarem Material definiert, die ausreichend wäre zum Bau einer einfachen Kernwaffe, und berücksichtigt hierbei auch Materialverluste bei der Herstellung. Als signifikante Mengen werden 8 kg Plutonium, 25 kg hochangereichertes Uran (HEU, ca. 90% Uran-235) oder 8 kg Uran-233 zugrunde gelegt. Fortgeschrittenere Waffendesigns benötigen jedoch weniger spaltbares Material. Schon eine Menge von 4-5 kg Plutonium bzw. Uran-233 oder etwa 12 kg HEU reicht aus, um einen Nuklearsprengkopf zu bauen (NRDC 1995).

5.6.3 SMR-Spezifika bezüglich Proliferation

SMR-Konzepte weisen gegenüber heutigen LWRs eine Reihe von Besonderheiten auf, welche sich auf die Proliferationsresistenz auswirken können. Auf diese wird in den folgenden Unterabschnitten eingegangen.

5.6.3.1 Mobilität, Einsatzgebiete und Stückzahlen

Szenarien zum Einsatz von SMR zur Energieversorgung bedingen im Vergleich zum LWR eine höhere Stückzahl an Reaktoren, vergleiche Kapitel 3.3.2. Bereits durch die theoretisch höhere

Anzahl an Reaktoren an verschiedenen Standorten gibt es mehr Möglichkeiten für Proliferation, und gleichzeitig erhöht sich der Aufwand für Überwachungsmaßnahmen. Jeder einzelne Reaktor enthält allerdings eine geringere Menge an Spaltmaterial als ein LWR.

Die Idee einiger SMR-Konzepte ist es, diese möglichst mobil einsetzen zu können (TNPP), entweder durch die Mobilität der Anlage selbst (z. B. als FNPP wie beim KLT-40S), durch Konstruktion als Mikroreaktor (wie bspw. eVinci oder U-Battery) oder durch Transport eines mobilen austauschbaren Reaktorkerns (wie bspw. IMSR). Die erforderlichen Transporte müssen je nach Attraktivität des enthaltenen spaltbaren Materials entsprechend überwacht werden. Dem gegenüber fällt jedoch der Transport von Brennelementen bei einigen Konzepten weg (s.u.).

Einige SMR-Konzepte werden explizit für den Einsatz in entlegenen Gebieten entworfen. Dies erschwert Überwachungsmaßnahmen (Safeguards) und das Monitoring. Die Abgelegenheit eines Standorts erschwert auch eine schnelle Reaktion zusätzlicher Kräfte, falls beispielsweise nichtstaatliche Akteure einen Zugriff versuchen sollten. Andererseits sind manche solcher Systeme als „lifetime cores“ geplant, die versiegelt werden können und bei denen daher kein geplanter Zugriff auf den Brennstoff während der Betriebsphase erfolgt, so beispielsweise beim 4S, ARC-100 oder dem EM^2. Für eine ausführliche Analyse siehe (CNS 2018).

Da SMR potenziell auch für Neueinsteigerstaaten und Staaten ohne sonstige nukleare Infrastruktur interessant sein könnten, sehen verschiedene Autoren hierin auch eine Gefahr für eine niederschwellige Weiterverbreitung von proliferationsrelevantem Know-how und Technologien (ISIS 2017), bzw. für einen niederschwelligen Einstieg in die dual-use fähige Nukleartechnologie, ohne die immensen anfänglichen Kosten. Als Beispiel wird hier etwa Saudi-Arabien genannt.[167]

5.6.3.2 Modularität und Kompaktheit

Die Kompaktheit von SMR erfordert, dass beim Design des Reaktorkerns eine hohe Dichte spaltbaren Materials pro Volumen abgestrebt wird. Dies ist typischerweise verbunden mit der Nutzung von Anreicherungen oberhalb der typischen Anreicherung für LWR von 3-5%, bzw. bei vielen Konzepten mit schnellem Neutronenspektrum durch einen hohen Plutoniumanteil im Brennstoff. In früheren Designs von Hochtemperaturreaktoren oder Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum war auch ein kleiner Teil an hochangereichertem Uran notwendig, um die Reaktion zu starten (starting zone). Angesichts der derzeitigen politischen und institutionellen Ablehnung der Nutzung von hochangereichertem Uran im zivilen Bereich, finden sich mittlerweile keine SMR-Konzepte mehr, die mit hochangereichertem Uran in zivilen Einsatzbereichen geplant werden.

Da die Geometrie eines leichtwassergekühlten Reaktorkerns vergleichsweise große Mengen an Moderator im Kern benötigt, ist für noch größere Kompaktheit aus rein physikalischer Sicht eine Metallkühlung günstiger (Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum). Dies involviert dann aber aufgrund des schnellen Neutronenspektrums die Nutzung von hohen Spaltstoffanteilen im Brennstoff, entweder durch Einsatz von Plutonium in Mischoxydbrennstoffen oder von höher angereichertem Uran.

Wie schon bei Forschungsreaktoren könnte für die Optimierung des Spaltstoff-zu-Volumen Verhältnisses für bestimmte Sonderzwecke (z. B. für ultramobile militärische Reaktoren wie deVinci,

[167] https://www.spiegel.de/politik/atomprogramm-in-saudi-arabien-die-chinesen-helfen-und-wissen-wie-man-anreichert-a-0fb15942-3bbe-491a-8c9a-2dc4769e52b2, Stand 19.08.2020, zuletzt aufgerufen 29.01.2021.

U-Battery) auch erneut der Einsatz von hochangereichertem Uran gefordert werden. Zwar werden derzeit hochdichte Uran-Molybdän-Brennstoffe entwickelt, um Forschungsreaktoren auf niedrige Anreicherung umzurüsten. Gerade bei der Forschung und Entwicklung von SMR für militärische Anwendungen könnte jedoch die Möglichkeit bestehen, dass dieselben Brennstoffe erneut mit einer Hochanreicherung verwendet werden, um sich zum Maximum der möglichen Spaltstoffdichte hin zu bewegen. Dies könnte die weltweiten Bemühungen zum Vermeiden der zivilen Nutzung von hochangereichertem Uran unterlaufen.

Als besonderer Vorteil von SMR wird die geplante modulare Fertigung in höheren Stückzahlen genannt. Eine zunehmende Standardisierung und Serienfertigung einzelner Komponenten macht allerdings auch eine heimliche Fertigung eines nicht deklarierten Reaktors einfacher. Ebenso könnte es bei einem entsprechend großen Markt für Komponenten zu Schmuggel entsprechender Komponenten und kritischer Fertigungstechnologien kommen. Eine zentrale multilaterale Fertigung der Komponenten und vor allem des Brennstoffs, könnte aber die Proliferationsresistenz erhöhen.

Ein Nachteil der möglichen Kompaktheit von SMR ist die geringere thermische Signatur, so dass nicht-deklarierte Reaktoren mit Fernerkundungsmethoden schwerer zu entdecken wären.

Ebenfalls können die Brennelemente von SMR deutlich kleiner sein, als die typischerweise 3 m langen, sehr schweren Brennelemente in einem LWR. SMR-Brennelemente sind daher leichter, einfacher zu transportieren und der Umgang ist erleichtert. Dies ist vor allem bei frischen Brennelementen relevant.

5.6.3.3 SMR mit schnellem Neutronenspektrum

Viele SMR-Konzepte sehen aufgrund der angestrebten Kompaktheit oder wegen des Einsatzzwecks (Erzeugung von neuem Spaltmaterial) den Einsatz eines schnellen Neutronenspektrums vor, vergleiche Anhang 6.2.4.

Die Besonderheit eines schnellen Neutronenspektrums ist, dass auch Nuklide zur Spaltung und damit zur Energiegewinnung beitragen, die mit langsamen Neutronen nicht gespalten werden können, wie etwa gerade Plutoniumisotope (Plutonium-240). Ein Nachteil in Hinsicht auf die Proliferationsresistenz ist allerdings, dass in solchen Reaktoren Plutoniumisotopenmischungen mit einem sehr hohen Anteil an Plutonium-239 entstehen (Frieß et al. 2015; Kütt et al. 2014), die besonders gut für den Einsatz in Kernwaffen geeignet sind. Dabei kann es im Anlagenkonzept vorgesehen sein, Uran einem schnellen Neutronenspektrum auszusetzen, um Plutonium für ein ziviles Nuklearprogram zu erbrüten. Andere Schnelle Reaktoren sollen zur Verbrennung von Plutonium genutzt werden, wie etwa beim PRISM-Konzept im Vereinigten Königreich (Fichtlscherer et al. 2019).

Es besteht bei schnellen Reaktoren grundsätzlich die Möglichkeit, die Anlage zweckentfremdet zu verwenden, Uran zu bestrahlen, und Waffenplutonium zu erbrüten. Dieses Potenzial einer Anlage ist während der gesamten Betriebszeit vorhanden (typischerweise 40-60 Jahre).

Ein weiterer Nachteil ist, dass viele „Schnelle“ Anlagenkonzepte den Einsatz von Mischoxydbrennstoffen (MOX) mit Plutonium als spaltbarem Material vorsehen. Gerade in frischem Brennstoff ist die Strahlenbarriere im Gegensatz zu abgebrannten Brennstoff wesentlich geringer und ein Zugriff auf das enthaltene Plutonium einfacher. MOX und andere aktinidenhaltige Brennstoffe weisen auch wesentlich höhere Plutoniumkonzentrationen auf (> 10%) als typischerweise abgebrannter Brennstoff aus LWR (1%).

Bei einem sogenannten geschlossenen Brennstoffkreislauf mit Schnellen Reaktoren ist immer eine Wiederaufarbeitungstechnologie notwendig, um Plutonium abzutrennen. Außerdem ist die Brennstofffertigung erforderlich, welche weitere Aspekte des Umgangs mit separiertem Plutonium beinhaltet. Der Technologieeigner hat dadurch ein umfangreiches Wissen und Know-how im Umgang mit Plutonium.

Je nach Einsatzgebiet des SMR sehen schnelle Reaktoren die Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff zur Abtrennung der Aktiniden vor, teilweise auf demselben Gelände (on-site) etwa bei natriumgekühlten schnellen Brütern, im Reaktor selbst etwa bei Salzschmelzekonzepten, oder zentral durch Brennstoffwechsel, oder nach dem Ende eines Lebenszyklus beim Lifecycle Core, siehe auch (IAEA 2020a, Annex VII). Wiederaufarbeitungstechnologien machen umfangreiche Überwachungsmaßnahmen notwendig (IAEA 2019b).

5.6.3.4 Brennstoff

Einige SMR-Konzepte sehen die Nutzung von Brennstoffkugeln (HTR-PM, PBMR-400) vor. Die Nutzung von beweglichem Brennstoff in Form von den für einige Hochtemperaturreaktor-Konzepte vorgesehenen Graphitkugeln erschwert die Überwachung des Brennstoffs im Reaktor und in der Brennstoffherstellung.

Bei einigen Brennstoffen sollen beschichtete TRISO-Brennstoffpartikel oder auch keramische Brennstoffpartikel (Cermet) eingesetzt werden, was die Detektion einer Abzweigung bei der Brennstoffherstellung erschwert. Die Überwachung dauert länger und der Arbeitsaufwand für die Überwachung und Materialbilanzierung ist erhöht (Siegel et al. 2018).

Salzschmelzreaktoren (MSR) weisen die Besonderheiten auf, dass der Brennstoff flüssig ist. Die Beladung von MSRs mit frischem Spaltmaterial erfolgt daher typischerweise im Betrieb. Eine Brennstoffbilanzierung ist hier bei der Überwachung deutlich schwerer als bei festem Brennstoff in der Form von LWR-Brennelementen durchzuführen. In Konzepten, bei denen eine Aktinidenabtrennung im Reaktor selbst vorgesehen ist, werden Überwachungsmaßnahmen noch einmal deutlich erschwert. Wenn Spaltstoff sich nicht mehr in einzelnen, klar zu verifizierenden Brennelementen, sondern in einem gelösten Zustand befindet, ändern sich die Ansätze zur Spaltmaterialkontrolle nach (Holcomb 2017) grundsätzlich. MSR-Konzepte können je nach tatsächlichem Design anfälliger oder resistenter gegen eine Abzweigung kernwaffenfähiger Materialien sein.

Bei natriumgekühlten und bleigekühlten Systemen kommt hinzu, dass eine Überwachung des Reaktorkerns durch die Opazität des Kühlmittels aufwändiger ist, als bei wassergekühlten Systemen, bei denen eine visuelle Inspektion ausreicht, um z. B. die Anzahl der Brennelemente im Reaktorkern zu überprüfen oder den Einsatz eines Bestrahlungstargets zu entdecken.

Auch bei Nutzung von Thorium als Brennstoff entstehen Proliferationsrisiken. In Thorium wird das spaltbare Material Uran-233 erbrütet. Die Proliferationsrisiken beim Umgang sind vergleichbar zu hochangereichertem Uran und zu denjenigen eines Uran-Plutonium-Brennstoffkonzepts (NNL 2010). Nach (NNL 2010) werde der physische Schutz durch die Anwesenheit von Uran-232 im Allgemeinen überbewertet. Eine detaillierte Diskussion findet sich in (NEA 2015, Kap. 9.2).

5.6.3.5 Lifecycle Cores und Transport

Als einen der großen Vorteile möglicher SMR-Konzepte wird die Nutzung von „lifecycle cores“, also einem für die gesamte Betriebsdauer des Reaktors ausgelegten Reaktorkern, gesehen, um eine regelmäßige Beladung des Reaktorkerns zu vermeiden (Shea 2001). Zum einen ließe sich ein solcher Reaktor versiegeln und damit eine Abzweigung einfacher detektieren. Außerdem würden Transporte frischer und abgebrannter Brennelemente entfallen und nur der anfängliche Brennstoff bzw. gesamte Reaktorkern geliefert und am Ende der Laufzeit wieder abtransportiert. Ebenfalls entfällt die Lagerung frischer Brennelemente vor Ort. Beispiele für Konzepte mit „lifecycle cores“ sind 4S, ARC-100 oder EM^2. Gerade SMR mit „lifecycle-core“ kämen für eine Nutzung in abgelegenen Gebieten in Frage.

Bei LWR wird die Lagerung der abgebrannten Brennelemente vor Ort hingegen zunächst in einem Nasslager und später in trockenen Behältern durchgeführt. Für wassergekühlte SMR, die Brennelement-Wechsel vornehmen, stellt sich die Frage, ob ebenfalls eine Lagerung vor Ort durchgeführt wird, oder der Brennstoff in ein zentrales Lager zurückgeführt wird. Weiterhin muss frischer Brennstoff vor Ort gelagert werden.

Um die lange Laufzeit von mehreren Jahrzehnten zu ermöglichen, muss der Spaltstoffanteil im SMR-Brennstoff von „lifecycle cores“ höher sein als bei LWR, das Material ist dadurch weniger proliferationsresistent. Einige Konzepte sehen aber auch in-situ Brüten vor. Andererseits entsteht durch den langen Abbrand des Brennstoffs auch eine hohe Strahlenbarriere im Laufe der Zeit.

Ein weiterer Nachteil langer Laufzeiten ist, dass im Reaktorkern eine hohe Überschuss-Reaktivität vorhanden sein muss. Dies würde es beispielsweise erschweren, absichtlich eingeführte Bestrahlungstargets zu detektieren, die einen Teil der Neutronenpopulation im Reaktor zum Spaltstoffbrüten verwenden (VCDNP 2020).

5.6.4 Fazit

Die Frage der Proliferationsresistenz von SMR hängt stark vom eingesetzten Reaktorsystem ab. Der Einsatz von höheren Urananreicherungen oder die Nutzung von Plutoniumbrennstoffen sowie von Wiederaufarbeitungstechnologie in einem Anlagenkonzept bzw. Brennstoffkreislauf, wirken sich grundsätzlich nachteilig auf die Proliferationsresistenz aus. Verschiedene SMR-Konzepte sehen die Nutzung dieser sensitiven Technologien vor. Damit unterschieden sich SMR aber nicht wesentlich von Reaktoren der Leistungsklasse, wenn diese dieselben Technologien einsetzen.

Als ein wesentlicher Unterschied von SMR-Konzepten zu heutigen Leistungsreaktoren wird häufig die Nutzung von Systemen genannt, die eine lange Laufzeit aufweisen und als geschlossenes System geliefert würden. Dies könnte durch Versiegelung die Überwachung vereinfachen und Transporte minimieren und der lange Abbrand macht das Material nach einiger Zeit unattraktiv. Nachteilig wirkt sich aber die hohe erforderliche Menge an Spaltmaterial zu Beginn des Reaktorbetriebs aus.

Relevante Vorteile durch die Besonderheiten von SMR in Hinsicht auf die Proliferationsresistenz von nuklearen Technologien ergeben sich insgesamt nicht. So kommt auch (Abdulla et al. 2013) auf Basis einer Expertenbefragung zum Ergebnis, dass SMR-Konzepte nicht zu relevanten Unterschieden mit Blick auf Proliferationsfragen gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren führen würden. Bei der Spaltmaterialüberwachung durch die IAEO passen viele der Standardmethoden nicht direkt auf die Besonderheiten von SMR Systemen und es stellen sich neue Herausforderungen.

6 Anhänge

Im Anhang 6.1 wird eine Übersicht der weltweit aktuell verfolgten sowie ausgewählter historischer SMR-Konzepte gegeben. Aufbauend auf dieser Zusammenstellung wird anhand verschiedener Kriterien in Anhang 6.2 eine möglichst repräsentative Auswahl von SMR-Konzepten bestimmt und für diese eine detailliertere Zusammenfassung der jeweiligen Konzepte hinsichtlich wichtiger technischer und ökonomischer Parameter sowie einer knappen Beschreibung des Reaktorsystems, der jeweiligen Entwicklungsgeschichte, wesentlicher Sicherheitseigenschaften sowie aktuellerer Entwicklungen zum Konzept erstellt.

6.1 Tabellarische Übersicht zu SMR-Konzepten

Weltweit befindet sich eine größere Anzahl an Reaktorkonzepten in Entwicklung, die sich dem Begriff SMR („Small Modular Reactors“) zuordnen lassen. Dabei existiert keine vollständige und transparente Übersicht solcher Konzepte, ihres Entwicklungsstandes oder gar ihrer technischen Eigenschaften.

Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEA) führt im Rahmen des „Advanced Reactor Information System“ (ARIS) eine Online-Datenbank (IAEA 2020d) über in Entwicklung befindliche Reaktorkonzepte. Innerhalb dieser Online-Datenbank können Konzepte nach Reaktortyp unterschieden werden, wobei explizit auch die Kategorie der „SMR“ ausgewählt werden kann. Die Online-Datenbank listet mit Stand Ende 2020 48 Konzepte der Kategorie „SMR“ auf. Für diese werden eine Reihe von technischen Daten aufgeführt. Daneben ist für manche Konzepte eine Beschreibung in Form eines Dokuments hinterlegt, die teilweise weitere Informationen zum Reaktorkonzept umfasst. Alle Angaben innerhalb der Online-Datenbank basieren direkt auf Angaben der Entwicklerländer oder der Entwickler/Hersteller und werden von der IAEA nicht auf Richtigkeit oder Aktualität geprüft. Ein Datum, wann die entsprechenden Angaben erhoben wurden, ist nicht oder nur in Einzelfällen erkennbar.

Obwohl die Begriffsbestimmung der IAEA (vgl. Kap. 2.2) unter „SMR“ solche Konzepte versteht, die typischerweise elektrische Leistungen bis zu 300 MW_e aufweisen, enthält die Online-Datenbank unter der Kategorie „SMR“ auch 13 Konzepte mit einer elektrischen Leistung von mehr als 300 MW_e von bis zu 630 MW_e, wie beispielsweise den TWR-P, den UK-SMR oder den ELFR.

Hinsichtlich des Entwicklungsstatus unterscheidet die Online-Datenbank zwischen „On Hold“ (1 Konzept), „Under Design“ (22 Konzepte), „Conceptual Design“ (17 Konzepte), „Detailed Design“ (3 Konzepte), „Under Regulatory Review“ (1 Konzept), „Licensed“ (1 Konzept), „Construction“ (2 Konzepte) und „In Operation“ (1 Konzept).

Als „In Operation“ wird dabei ausschließlich der indische PHWR-220 gelistet, obwohl beispielsweise der russische KLT-40S nach (IAEA 2020a) bereits im Mai 2020 in Betrieb gegangen ist. Als „Under Regulatory Review“ wird ausschließlich das NuScale-Konzept gelistet, obwohl sich weltweit eine größere Anzahl weiterer Reaktorkonzepte in verschiedenen Stufen der regulatorischen (Vor-)prüfung befinden, vgl. Kap. 4.1.6. Ein Glossary[168] auf der ARIS-Hompage unterscheidet neben dem „Conceptual Design“ und dem „Detailed Design“ auch das „Basic Design“, dennoch wird kein SMR-Reaktorkonzept dieser Design-Stufe zugeordnet, während für 23 Konzepte der erreichte Designstatus nicht bestimmt ist („Under Design“).

[168] https://aris.iaea.org/sites/Glossary.html, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

Weiterhin unterscheidet die Online-Datenbank, ob ein Konzept bereits als kommerzielles System entwickelt wird, oder ob das gegenwärtige Entwicklungsziel einen Forschungs- oder einen Demonstrationsreaktor darstellt. Forschungs- oder Demonstrationsreaktoren stellen unterschiedlich weit entwickelte Vorstufen für ein kommerzielles Reaktorkonzept dar, ein späteres kommerzielles Reaktorkonzept wird jedoch in aller Regel noch erheblich von diesen Vorstufen abweichen. Fünfzehn der 48 gelisteten Systeme werden als Forschungs- oder Demonstrationsreaktor gelistet.

In Ergänzung zur Online-Datenbank veröffentlichte die IAEA eine Publikation („Booklet“) zum Status der SMR-Entwicklung (IAEA 2011b; 2012c; 2014; 2016a; 2018a), zuletzt im Oktober 2020 (IAEA 2020a). Während in den Jahren 2011 und 2012 dieses Booklet noch „Small and Medium Sized Reactor Designs“, also laut Definition explizit auch Reaktorkonzepte bis zu einer Leistung von 700 MW_e umfasste, werden seit 2014 explizit „Small Modular Reactor Technology Developments“ dargestellt. Die Anzahl der im Booklet dargestellten Systeme stieg von zunächst 32 im Jahr 2012 auf 72 im Jahr 2020 an.

Auch in den Booklets nach 2012 werden, trotz anders lautender Definition, vielfach Reaktorkonzepte mit einer geplanten elektrischen Leistung von mehr als 300 MW_e mit bis zu 1.200 MW_e diskutiert, wie für die größte Variante des MCSFR, vgl. Table I in (IAEA 2020a). Die Figures II-1 bis II-6 in Annex I des Booklets listen Systeme bis zu 450 MW_e auf.

Das Booklet unterscheidet landgestützte wassergekühlte Konzepte, seegestützte wassergekühlte Konzepte, gasgekühlte Hochtemperaturkonzepte, Konzepte mit schnellem Neutronenspektrum, salzschmelzegekühlte Konzepte sowie erstmals im Jahr 2020 auch Mikroreaktor-Konzepte von weniger als 10 MW_e geplanter elektrischer Leistung.

Hinsichtlich des Entwicklungsstatus unterscheidet (IAEA 2020a) in Tabelle I zwischen

- In Entwicklung
  - „Experimental Phase“ (1 Konzept),
  - „Under Development“ (3 Konzepte),
  - „Pre-Conceptual Design“ (5 Konzepte),
  - „Conceptual Design“ (35 Konzepte),
  - „Preliminary Design“ (5 Konzepte),
  - „Basic Design“ (5 Konzepte),
  - „Detailed Design“ (7 Konzepte),
  - „Final Design“ (1 Konzept),
  - „Licensing Stage“ (1 Konzept),
- In Vorprüfung zur Genehmigung („Pre-licensing“): BWRX-300, GTHTR-300,
- In Genehmigung („Under Regulatory Review“): NuScale,
- Genehmigtes Design („Certified Design“): SMART,

- In Bau („Under Construction“): CAREM, HTR-PM sowie
- In Betrieb („Operational“, „In Operation“): HTR-10, HTTR-30, KLT-40S.

Eine Definition oder klare Abgrenzung dieser Begriffe findet sich in (IAEA 2020a) jedoch nicht, Anhang I des Booklets unterscheidet die Schritte „Conceptual Design“, „Basic Design“, „Detailed Design“, „Finalizing Construction“ und „In Operation/Operable“.

Hinsichtlich der gemachten Angaben stellt die IAEA fest (IAEA 2020a):

> *“The technical description and major technical parameters were provided by the design organizations without validation or verification by the IAEA. All figures, illustrations and diagrams were also provided by the design organizations.”*

Neben diesen Sammlungen der IAEA bietet auch die World Nuclear Association eine umfangreiche Darstellung von SMR-Konzepten (WNA 2020). Dort werden neben einer Übersicht zu Entwicklungen in wichtigen Ländern und einem historischen Überblick zu SMR-Konzepten verschiedene Konzepte untergliedert nach Leichtwasserreaktoren, Schwerwasserreaktoren, gasgekühlten Hochtemperatur-reaktoren, Schnellen Reaktoren, Salzschmelzereaktoren, wässrige homogene Reaktoren sowie Mikroreaktoren dargestellt.

Mit Stand November 2020 listet die WNA fünf Reaktorkonzepte als in Betrieb befindlich (CNP-300, PHWR-220, EGP-6, KLT-40S sowie RITM-200M). Zwei Reaktorkonzepte werden als in Bau befindlich gelistet (CAREM, HTR-PM), 15 Konzepte werden als nahe einer möglichen Realisierung eingestuft, weitere 23 Konzepte als in früher Entwicklung (oder eingestellt). Neun Konzepte werden als „Very small reactor designs“ mit einer geplanten elektrischen Leistung kleiner 25 MW_e gelistet.

Neben diesen umfassenden Darstellungen findet sich eine Anzahl weiterer Übersichtsstudien wie beispielsweise (IANUS; Öko-Institut e.V. 1999; GRS 2015; IRSN 2015; Öko-Institut e.V. 2017; CIP 2018). Daneben gibt es Studien, die die Eignung bestimmter Reaktorkonzepte für spezielle Anwendungsfelder wie militärische Einsätze betrachten (DoD 2016; United States Army 2018).

Die folgende Zusammenstellung basiert grundsätzlich auf den oben genannten Quellen, vereinzelt wurden weitere Informationen beispielsweise aus Online-Fachquellen wie den „World Nuclear News“[169] oder Zeitschriften wie der „Nuclear Engineering International“[170] hinzugezogen.

Bei der Bezeichnung (Kürzel) des Reaktorkonzepts, dem Namen (soweit zusätzlich vorhanden), dem Land und dem zugeordneten Entwickler/Hersteller wurde grundsätzlich der Nomenklatur (Schreibweisen) sowie Zuordnung (der Institution beispielsweise zum Mutterkonzern oder einem Tochterunternehmen) in der neuesten Ausgabe des IAEA ARIS Booklets gefolgt (IAEA 2020a).

Hinsichtlich der geplanten elektrischen Leistung finden sich in verschiedenen Quellen und ggf. auch zu verschiedenen Zeiten aufgrund fortgeschrittener Design-Annahmen unterschiedliche Angaben. Grundsätzlich wurden auch hier die Angaben aus (IAEA 2020a) verwendet und mit weiteren Quellen abgeglichen. Für manche Reaktorkonzepte sind auch verschiedene Design-Varianten mit unterschiedlichen Leistungen geplant oder es ist noch keine finale Festlegung getroffen worden.

Als wichtige Unterscheidung in den technischen Eigenschaften der verschiedenen Reaktorkonzepte sind sowohl der vorgesehene Moderator als auch das vorgesehene Kühlmittel von Bedeutung, so

[169] https://www.world-nuclear-news.org/, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[170] https://www.neimagazine.com/, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

dass diese ebenfalls in der Tabelle angegeben werden. Aus der Kombination von Moderator und Kühlmittel ergibt sich vielfach, jedoch nicht immer auch der zugehörige Reaktortyp. Zu den verwendeten Abkürzungen wird an dieser Stelle auf das Abkürzungsverzeichnis zu Beginn dieses Berichts verwiesen.

Wie oben dargestellt, ist eine klare Abgrenzung beziehungsweise Zuordnung der verschiedenen Reaktorkonzepte zu einem klar definierten Entwicklungsstatus anhand der verschiedenen Quellen nicht eindeutig möglich. Teilweise widersprechen sich die verschiedenen Quellen diesbezüglich, teilweise verwenden sie unterschiedliche (und nicht klar definierte) Unterteilungen. Neben den heute noch in Entwicklung befindlichen Konzepten wurde auch eine Auswahl von in der Vergangenheit bereits errichteten oder geplanten Reaktorkonzepten in die Darstellung aufgenommen. Dies soll nochmals verdeutlichen, dass es sich bei SMR-Konzepten nicht grundsätzlich um neue Entwicklungen handelt (Ramana 2015). So listen frühere Übersichtsstudien wie beispielsweise (IANUS; Öko-Institut e.V. 1999) zum Teil bereits Konzepte auf, die sich auch heute noch in Entwicklung befinden (wie 4S, CAREM, GT-MHR, HTR-10, HTTR, PHWR, PRISM), jedoch auch andere Konzepte, die aufgrund ihrer Leistung der Kategorie der SMR zuzuordnen wären (wie ADP, GHR, GEYSER, HTR-Modul, ISIS, NHP-200, PBMR, QP 300, SBWR 200, SES 10, THERMOS oder TRIGA).

In der folgenden Tabelle wird für die Einstufung des Entwicklungsstatus daher die folgende Unterteilung verwendet:

- In Betrieb: Mindestens ein Prototyp des Reaktorkonzepts befindet sich in Betrieb.
- In Bau: Mindestens ein Prototyp des Reaktorkonzepts befindet sich in Bau.
- Genehmigt: Für das Konzept liegt mindestens eine nationale Designgenehmigung vor.
- In Genehmigung: Für das Konzept wurde mindestens ein Antrag auf Designgenehmigung oder eine Standort-, Bau- oder Betriebsgenehmigung beantragt (vergleiche Kapitel 4.1.6)
- In Vorprüfung zur Genehmigung: Für das Konzept wurden mindestens Vorstufen von Genehmigungsprozessen (vergleiche Kapitel 4.1.6) eingeleitet.
- In Entwicklung: Das Konzept befindet sich in unterschiedlichen Phasen der Entwicklung.
- Unklar: Das Konzept wird in verschiedenen Quellen genannt, die verfügbaren Quellen sind jedoch bereits älter oder machen eine klare Kategorisierung nicht möglich.
- Entwicklung unterbrochen: Die Entwicklungsarbeiten für das Konzept sind gegenwärtig unterbrochen, werden aber vom Entwickler explizit als noch nicht eingestellt eingestuft.
- Historisch: Es werden ausgewählte Systeme aufgeführt, die in der Vergangenheit bereits sehr weit entwickelt waren oder sogar errichtet wurden, deren weitere Entwicklung jedoch eingestellt wurde.

Neben diesen Angaben weisen einige SMR-Konzepte weitere signifikante Besonderheiten auf. Auf diese wird in der Spalte „Besonderheiten“ hingewiesen, soweit sie aus der ausgewerteten Literatur für das jeweilige Reaktorkonzept klar erkennbar sind. Hier wird unterschieden, ob es sich bei einem Konzept um ein System für die kommerzielle Anwendung handelt, oder ob es sich zunächst um einen konkreten „Demonstrations-/Forschungsreaktor“ handelt. Weiterhin wird darauf hingewiesen

ob es sich bei einem Reaktorkonzept um ein seegestütztes Konzept („FNPP“) oder um ein Unterwasserkonzept, um ein Konzept für den Antrieb von Schiffen („Schiffsantrieb“) oder um ein für militärische Einsätze konzipiertes System („Militärische Anwendung“) handelt. Schließlich werden Konzepte mit einer geplanten elektrischen Leistung von weniger als 10 MW_e als „Mikroreaktor“ gekennzeichnet.

Aus dieser Liste werden im Weiteren Konzepte ausgewählt, die detaillierter dargestellt werden, vgl. Anhang 6.2. Diese Systeme werden in der Tabelle in der Spalte „Auswahl“ mit „Ja“ gekennzeichnet.

Tabelle 6-1: Übersicht SMR-Konzepte

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
Ja	4S	Super-Safe, Small and Simple Reactor	Japan	Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation	10 oder 50	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	
	ABV 6E	ABV - multipurpose power source	Russland	JSC “Afrikantov OKBM”, Rosatom	6 - 9	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	FNPP, Mikroreaktor
	ACP100	Linglong One	China	CNNC New Energy Cooperation, (51% CNNC, 49% China Guodian Corporation)	125	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Vorprüfung zur Genehmigung	PWR	
	ACPR100		China	CGN	140	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
Ja	ACPR50S		China	China General Nuclear Power Group (CGN)	50	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	FNPP
	Adams Engine		USA	Adams Atomic Engin	10	Stickstoff	Graphit	Unklar	HTGR	Mikroreaktor
	AFPR	Atoms for Peace Reactor 100	USA	Pacific Northwest National Labratory	100	leichtes Wasser	Graphit	In Entwicklung	BWR	
	AHR	Aqueous homogeneous reactors	USA	Los Alamos National Laboratory (LANL)	Verschiedene	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Historisch	AHR	
	AHTR-100	Advanced High Temprature Reactor	Südafrika	Eskom Holding	> 50	Helium	Graphit	Entwicklung unterbrochen	HTGR	
	AHWR / AHWR (300-LEU)	Advanced Heavy Water Reactor	Indien	Bhaba Atomic Research Centre (BARC)	284	leichtes Wasser	schweres Wasser	Unklar	PHWR	

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
Demonstrationsreaktor/Forschungsreaktor	ALFRED	Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator	EU	Ansaldo Nucleare	125	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	
	ALLEGRO	ALLEGRO	EU	EURATOM	k. Angabe / 75 MW_{th}	Helium	kein Moderator	In Entwicklung	GFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	ANGSTREM	Modular transportable nuclear cogeneration plant "Angstrem"	Russland	OKB Gidropress	6	Blei-Bismut	kein Moderator	In Entwicklung	LMFR	Mikroreaktor
Ja	ARC-100		Kanada	ARC Nuclear Canada Inc.	100	Natrium	kein Moderator	In Vorprüfung zur Genehmigung	SFR	
	ASTRID	Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration	Frankreich	CEA	> 400	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
Ja	AURORA	Aurora Powerhouse	USA	Oklo Inc.	1,5	flüssiges Metall (Heatpipe)	kein Moderator	In Genehmigung	LMFR	Mikroreaktor
	AVR		Deutschland	Arbeitsgemeinschaft Versuchs Reaktor	300	Helium	Graphit	Historisch	HTGR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
Ja	BREST-OD-300	BREST-OD-300	Russland	NIKIET	300	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
Ja	BWRX-300	Boiling Water Reactor X-300	USA, Japan	GE Hitachi Nuclear Energy (USA), Hitachi-GE Nuclear Energy (Japan)	270 - 290	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Vorprüfung zur Genehmigung	BWR	
	CANDU SMR	Canada Deuterium Uranium (Canadian Pressurized Heavy-water-Reactor) SMR	Kanada	Candu Energy Inc. Member of the SNC-Lavalin Group	300	schweres Wasser	schweres Wasser	In Entwicklung	PHWR	

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
	CAP-150 (220)	China Advanced Passive pressurized water reactor	China	Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute (SNERDI), Tochtergesellschaft von State Nuclear Power Technology Corporation (SNPTC).	150 (220)	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Historisch	PWR	
	CAP-200	China Advanced Passive pressurized water reactor	China	SNERDI/SPIC	> 200	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
Ja	CAREM		Argentinien	CNEA	30	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Bau	PWR	
Ja	CEFR	China Experimental Fast Reactor	China	CNEIC	20	Natrium	kein Moderator	In Betrieb	SFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	CFR-600	China Fast Reactor 600	China	China Institute of Atomic Energy	600	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	CLEAR-I	China LEAd-based Research Reactor	China	Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences	10	Blei-Bismut	kein Moderator	In Entwicklung	LMFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	CMSR	Compact Molten Salt Reactor	Dänemark	Seaborg Technologies	100 - 115	Fluoridsalz	Proprietäres Moderatormaterial	In Entwicklung	MSR	
	CNP-300	Chashma Nuclear Power	China	China National Nuclear Cooperation (CNNC)	325	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Betrieb	PWR	
	DEER	Deployable Electric Energy Reactor	USA	Radix	10 - 50	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	

Aus-wahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühl-mittel	Mo-derator	Entwick-lungsstatus	Re-aktor-typ	Besonderheiten
	DFR	Dual Fluid Reactor	Deutschland	IFK Berlin	35 - 1500 (nach Version)	Blei oder Salz-schmelze	kein Moderator	In Entwicklung	MSR	
	DHR-400	District Heating Reactor "Yanlong"	China	China National Nuclear Cooperation (CNNC)	k. Angabe / 400 MW_{th}	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
	DMS	double MS: modular simplified and medium small reactor	Japan	Hitachi-GE Nuclear Energy	~300	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	BWR	
	EC6	Enhanced CANDU 6	Kanada	Atomic Energy of Canada Limted (AECL)	740	schweres Wasser	schweres Wasser	In Entwicklung	HWR	
	EGP-6		Russland	Teploelektropr oekt, Izhorskiye Zavody, FEI in Obninsk	12	leichtes Wasser	Graphit	In Betrieb	GBWR	
	ELECTRA	European Lead Cooled Training Reactor	Schweden	KTH	k. Angabe / 0,5 MW_{th}	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	Demonstrations-reaktor/ Forschungsreaktor
	ELENA		Russland	National Research Centre 'Kurchatov Institute' (RRC KI)	0,068	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	Mikroreaktor
	ELFR	European Lead Fast Reactor	Italien/EU	Ansaldo Nucleare	630	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	Demonstrations-reaktor/ Forschungsreaktor
Ja	Elk-River	Elk-River	USA	US-DoE	22	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Historisch	BWR	Demonstrations-reaktor/ Forschungsreaktor
Ja	EM^2	Energy Multiplier Module	USA	General Atomics	265	Helium	kein Moderator	In Vorprüfung zur Genehmigung	HTR, GFR	
	Energy Well		Tschechische Republik	Centrum výzkumu Řež s.r.o.	8	Fluorid-salz	Graphit	in Entwicklung	HTR, MSR	Mikroreaktor
	ENHS	Encapsulated Nuclear Heat-Source	USA	University of California	50	Blei oder Blei-Bismut	kein Moderator	in Entwicklung	LMFR	

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
Ja	eVinci	eVinci	USA	Westinghouse	2 - 3,5	Heatpipe (Natrium)	Metallhydride	In Vorprüfung zur Genehmigung	MR	Mikroreaktor, Militärische Anwendung in Untersuchung
	FBNR	Fixed Bed Nuclear Reactor	Brasilien	FURGS	72	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
	FBR-1 & 2	Fast Breeder Reactors 1 & 2	Indien	IGCAR	500	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	
	Flexblue		Frankreich	DCNS (heute Naval Group (AREVA, EdF, CEA))	50 - 250	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Entwicklung unterbrochen	PWR	Unterwasserkonzept
	G4M / Gen4 module / Hyperion Power Module (HPM)	Gen4 Module	USA	Gen4 Energy Inc.	25	Blei-Bismut	kein Moderator	In Entwicklung	LMFR	
	GEMSTAR	Green Energy Multiplier-Subcritical Technology for Advanced Reactors	USA	Mu*Star (ADNA, Jefferson Lab, Vergina Tech)	60 (Demo Plant), 120 oder 220	Fluoridsalz	Graphit	Unklar	ADS	
	GTHTR300		Japan	JAEA, MHI, Toshiba/IHI, Fuji Electric, KHI, NFI	100 - 300	Helium	Graphit	In Vorprüfung zur Genehmigung	HTGR	
	GT-MHR	Gas Turbine - Modular Helium Reactor	International	General Atomics in Partnerschaft mit OKBM Afrikantov unterstützt durch Fuji (Japan)	288	Helium	Graphit	In Entwicklung	HTGR	
	HAPPY200	Heating-reactor of Advanced low-Pressurized and Passive Safety system	China	State Power Investment Cooperation (SPIC)	k. Angabe / 200 MW_{th}	leichtes Wasser	leichtes Wasser	in Entwicklung	PWR	

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
	HOLOS		USA	HolosGen	1 - 13	Helium	Graphit	in Entwicklung	GCR	Mikroreaktor, Militärische Anwendung in Untersuchung
	HTMR-100	High Temperature Modular Reactor	Südafrika	Steenkamps-kraal Thorium Limited	35	Helium	Graphit	In Entwicklung	HTGR	
	HTR-10	High Temperature Reactor	China	INET, Tsinghua University, Peoples Republic of China	2,5	Helium	Graphit	In Betrieb	HTGR	Demonstrations-reaktor/ Forschungsreaktor
Ja	HTR-PM	High Temperature GCR - Pebble-Bed Module	China	Tsinghua Universität, Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET)	210	Helium	Graphit	In Bau	HTGR	Demonstrations-reaktor /Forschungsreaktor
	HTTR	High Temperature Engineering Test Reactor	Japan	JAEA	k. Angabe / 30 MW_{th}	Helium	Graphit	In Betrieb	HTGR	Demonstrations-reaktor/ Forschungsreaktor
	IMR	Integrated Modular Water Reactor	Japan	Mitsubishi	350	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
Ja	IMSR	Integral Molten Salt Reactor	Kanada	Terrestrial Energy Inc.	190 / 195	Fluorid-salz	Graphit	In Vorprüfung zur Genehmigung	MSR	
	IRIS	International Reactor Innovative & Secure	Inter-nationales Konsortium	IRIS Consortium (Westing-house, ENEA, SIET, CIRTEN)	335	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
	KARAT-100		Russland	NIKIET	100	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	BWR	
	KARAT-45		Russland	NIKIET	45	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	BWR	
Ja	KLT-40S		Russland	JSC “Afrikantov OKBM”, Rosatom	35	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Betrieb	PWR	FNPP

Aus-wahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühl-mittel	Mo-derator	Entwick-lungsstatus	Re-aktor-typ	Besonderheiten
	KP-FHR		USA	Karios Power	140	Fluorid-salz	Graphit	In Vorprüfung zur Genehmigung	MSR	
	LEADIR-PS		Kanada	Northern Nuclear Industry Incorporated	36	Blei (Pb-208)	Graphit	Unklar	LFR	
	LFR-AS-200	Lead cooled Fast Reactor - Amphora Shaped	Luxemburg	Hydromine Nuclear Energy S.à r.l. (HNE)	200 (für den Prototyp)	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	
	LFR-TL-X	Lead cooled Fast Reactor - Transportable Long-lived - X	Luxemburg	Hydromine Nuclear Energy S.à r.l. (HNE)	5, 10 oder 20	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	Mikroreaktor
	LFTR FliBe	Liquid Fluoride Thorium Reactor	USA	Flibe Energy	250	Fluorid-salz	Graphit	In Entwicklung	MSR	
	LSPR	LBE - cooled Long-Life Save Simple Small Portable Proliferation Resistant Reactor	Japan	Tokyo Institute of Technology	53	Blei-Bismut	kein Moderator	Unklar	LMFR	
	MARS	Microfuel Molten Salt Cooled Reactor of Low Power	Russland	National Research Centre 'Kurchatov Institute' (RRC KI)	6	Fluorid-salz	Graphit	Unklar	MSR	Mikroreaktor
	MBIR	Multipurpose fast-neutron research reactor	Russland	NIKIET	60	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	Demonstrations-reaktor/ Forschungsreaktor
	MCSFR	Molten Chloride Salt Fast Reaktor	USA	Elysium Industries	50 - 1200	Chlorid-salz	kein Moderator	In Entwicklung	MSFR	
	MegaPower		USA	Los Alamos National Laboratory (LANL)	0,2 - 5	Heatpipe (Natrium)	kein Moderator	Unklar	MR	Mikroreaktor, Militärische Anwendung in Untersuchung
	MHR-100	Modular Helium Reactor	Russland	JSC "Afrikantov OKBM", Rosatom	25 - 87 (nach Konfigura-tion)	Helium	Graphit	in Entwicklung	HTGR	

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
	MHR-T	Modular Helium High Temperature Reactor	Russland	JSC "Afrikantov OKBM", Rosatom	4 x 205,5	Helium	Graphit	In Entwicklung	HTGR	
	MHTGR	Modular High Temperature Gas - cooled Reactor	USA	General Atomics	538	Helium	Graphit	Historisch	HTGR	
	Micro URANUS		Republik Korea	Ulsan National Institute of Science and Technology (UNIST)	20	Blei-Bismut	kein Moderator	In Entwicklung	LMFR	
	Mk1 PB-FHR	Mark 1 Pebble-Bed Fluoride-Salt-Cooled High Temperature Reactor	USA	University of California, Berkeley, ORNL, Westinghouse	100 - 240	Fluoridsalz	Graphit	In Entwicklung	MSR	
Ja	MMR	Micro Modular Reactor, MMR-5, MMR-10	USA	Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC)	5	Helium	Graphit	In Vorprüfung zur Genehmigung	HTGR	Mikroreaktor
	MoveluX	Mobile-Very-small reactor for Local Utility in X-mark	Japan	Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation	3 - 4	Heatpipe (Natrium)	Kalziumhydrid (CaH_2)	In Entwicklung	MR	Mikroreaktor
Ja	mPower		USA	BWX Technologies Inc.	195	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Vorprüfung zur Genehmigung	PWR	
	MRX	Marine Reactor X	Japan	Japan Atomic Energy Research Institute (JEARI)	30	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Unklar	PWR	Schiffsantrieb
Ja	MSRE	Molten Salt Reactor Experiment	USA	Oak Ridge National Laboratory (ORNL)	8	Fluoridsalz	Graphit	Historisch	MSR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	MSR-FUJI	Molten Salt Reactor-FUJI	Japan	International Thorium Molten-Salt Forum: ITMSF	100 - 200	Fluoridsalz	Graphit	In Entwicklung	MSR	
	MSTW	Molten Salt Thermal Wasteburner	Dänemark	Seaborg Technologies	115	Fluoridsalz	Graphit	In Entwicklung	MSR	

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
	MTSPNR / GREM	Modular Transportable Small Power Nuclear Reactor	Russland	NIKIET	2	Helium	Graphit	Unklar	HTGR	Mikroreaktor
	MYRRHA	Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications	Belgien/EU	Belgian Nuclear Research Centre (SCK•CEN)	k. Angabe / 100 MW_{th}	Blei-Bismut	kein Moderator	In Entwicklung	ADS, LMFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	Natrium		USA	TerraPower, GE Hitachi	345	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	
	NHDD	Nuclear Hydrogen Development and Demonstration	Republik Korea	Korea Atomic Energy Research (KAERI)	k. Angabe / 200 - 300 MW_{th}	Helium	Graphit	Unklar	HTGR	
	NHR-200	Nuclear Heating Reactor	China	INET, Tsinghua University, Peoples Republic of China	k. Angabe / 200 MW_{th}	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
Ja	NuScale	NuScale Power Modular and Scalable Reactor	USA	NuScale Power Inc.	50 oder 60	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Genehmigung	PWR	
	NUWARD		Frankreich	CEA, EdF, NavalGroup, TechnicAtome	2 x 170	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
Ja	PBMR-400	Pebble Bed Modular Reactor	Südafrika	Pebble Bed Modular Reactor SOC Ltd	165	Helium	Graphit	Entwicklung unterbrochen	HTGR	
	PEACER	Proliferation-resistant Environment-friendly Accident-tolerant Continuable and Economical Reactor	Republik Korea	Seoul National University	300	Blei-Bismut	kein Moderator	Unklar	LMFR	Demonstrationsreaktor /Forschungsreaktor

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
Ja	Peach Bottom	Peach Bottom	USA	Excelon Generation Co., LLC	40	Helium	Graphit	Historisch	HTGR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	PFBR-500		Indien	IGCAR	500	Natrium	kein Moderator	In Bau	FBR	
	PGSFR	Prototype Gen-IV Sodium-cooled Fast Reactor	Republik Korea	Korea Atomic Energy Research (KAERI)	150	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
Ja	PHWR-220		Indien	Nuclear Power Corporation of India (NPCIL)	236	schweres Wasser	schweres Wasser	In Betrieb	PHWR	
Ja	PRISM	Power Reactor Innovative Small Reactor	USA	GE Hitachi Nuclear Energy (GEH)	311	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	
	Prismatic HTR	Prismatic Modular High Temperature GCR	USA	General Atomics	150	Helium	Graphit	In Entwicklung	GCR	
	RAPID (-L)		Japan	CRIEPI	0,2	Natrium	kein Moderator	Unklar	SFR	Mikroreaktor
	RDE/Micro-PeLUIt		Indonesien	National Nuclear Energy Agency (BATAN)	3	Helium	Graphit	In Entwicklung	HTGR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
Ja	RITM-200M	RITM-200/RITM-200M/RITM-400	Russland	JSC “Afrikantov OKBM”, Rosatom	50	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	FNPP
	RUTA-70		Russland	NIKIET	k. Angabe / $70MW_{th}$	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
Ja	S2W	Submarine Plattform Second Generation Westinghouse	USA	Westinghouse, Battis Atomic Powerlab (Navy)	10	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Historisch	PWR	FNPP
	SAKHA-92		Russland	OKBM Afrikantov	1	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Unklar	PWR	Mikroreaktor
	SC-GFR	Supercritical CO2 direct cycle fast reactor concept	USA	Sandia Laboratories	k. Angabe / 200 - 400 MW_{th}	CO_2	kein Moderator	Unklar	GFR	

Aus-wahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühl-mittel	Mo-derator	Entwick-lungsstatus	Re-aktor-typ	Besonderheiten
	SC-HTGR		Frankreich	Framatom (ehemals AREVA) in Zusammen-arbeit mit Fuji	272	Helium	Graphit	In Entwicklung	HTGR	
	SEALER		Schweden	Blykalla Reaktorer Stockholm AB (LeadCold)	3	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	Mikroreaktor
	SHELF		Russland	NIKIET	6	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	FNPP, Mikroreaktor
	SmAHTR	Small fluoride salt-cooled High Temperature Reactor	USA	Korea Atomic Energy Research (KAERI)	k. Angabe / 125 MW_{th}	Fluorid-salz	Graphit	In Entwicklung	MSR	Demonstrations-reaktor/ Forschungsreaktor
Ja	SMART	System-Integrated Modular Advanced Reactor	Republik Korea, Saudi-Arabien	Korea Atomic Energy Research (KAERI)	100 (107)	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Genehmigt	PWR	
Ja	SMR-160		USA	Holtec International	160	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Vorprüfung zur Genehmigung	PWR	
	smTMSR-400		China	Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Science, (SINAP, CAS)	168	Fluorid-salz	Graphit	In Entwicklung	MSR	
	SNP350		China	Shanghai Nuclear Energy Research & Design Institute (SNERDI)	350	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
	SSR-Th	Stable Salt Reactor - Thermal Specturm	UK	Moltex Energy	300	Fluorid-salz	Graphit	In Entwicklung	MSR	
Ja	SSR-W300	Stable Salt Reactor - Wasteburner	UK, Kanada	Moltex Energy	300	Fluorid-salz	kein Moderator	In Vorprüfung zur Genehmigung	MSFR	

Auswahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühlmittel	Moderator	Entwicklungsstatus	Reaktortyp	Besonderheiten
	StarCore		Kanada	StarCore Nuclear	10 - 20	Helium	Graphit	In Vorprüfung zur Genehmigung	HTGR	Mikroreaktor, Militärische Anwendung in Untersuchung
	Superstar	Sustainable Proliferation-resistance Enhanced Refined Secure Transportable Autonomous Reactor	USA	Argonne National Laboratory	~120	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	
	SVBR-100	SVBR-100	Russland	AKME Engineering	100	Blei-Bismut	kein Moderator	In Entwicklung	LMFR	
	TEPLATOR		Tschechische Republik	UWB Pilsen & CIIRC CTU Prague	k. Angabe / 50 MW_{th}	schweres Wasser	schweres Wasser	In Entwicklung	HWR	
	ThorCon	ThorCon	USA und Indonesien	ThorCon International	250	Fluoridsalz	Graphit	In Entwicklung	MSR	
Ja	THTR	Thorium-Hochtemperaturreaktor	Deutschland	Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH	300	Helium	Graphit	Historisch	HTGR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	TMSR / Th-MSR	Thorium Molten Salt Reactor	China	Shanghai Institute of Nuclear Applied Physics (SINAP)	5	Fluoridsalz	Graphit	In Entwicklung	MSR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
	TWR-P	Travelling Wave Reactor-Prototype	USA	TerraPower	600	Natrium	kein Moderator	In Entwicklung	SFR	Demonstrationsreaktor/ Forschungsreaktor
Ja	U-Battery		V.K.	Urenco	2 bis 4	Helium	Graphit	In Entwicklung	HTGR	Mikroreaktor, Militärische Anwendung in Untersuchung
	UK SMR		V.K.	Rolls-Royce	443	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
	UNITHERM / UNITERM		Russland	NIKIET	6,6	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	Mikroreaktor
	VBER-300 (-150)	VBER-300	Russland	JSC “Afrikantov OKBM”, Rosatom	325	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	

Aus-wahl	Kürzel	Name	Land	Entwickler /Hersteller	Leistung (MW_e, geplant)	Kühl-mittel	Mo-derator	Entwick-lungsstatus	Re-aktor-typ	Besonderheiten
	VK-300		Russland	NIKIET	300	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	BWR	
	VKT-12		Russland	OKB Gidropress	12	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Unklar	BWR	
	VVER-300 (V-478)	VVER-300 (V-478)	Russland	Gidropress	300	leichtes Wasser	leichtes Wasser	Unklar	PWR	Auch als FNPP
	VVER-600 (V-498)	VVER-600 (V-498)	Russland	Gidropress	600	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
	VVER-640 (V-407)	VVER-640 (V-407)	Russland	Gidropress	645	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
	Waste Burner 0.2.5		Dänemark	Copenhagen Atomics	k. Angabe / 100 MW_{th}	Fluorid-salz	schweres Wasser	In Entwicklung	MSR	
	Westinghouse LFR	Westinghouse Lead Fast Reactor	USA	Westinghouse	450	Blei	kein Moderator	In Entwicklung	LFR	Demonstrations-reaktor/ Forschungsreaktor
Ja	Westinghouse SMR		USA	Westinghouse	> 225	leichtes Wasser	leichtes Wasser	In Entwicklung	PWR	
Ja	Xe-100		USA	X Energy	82,5	Helium	Graphit	In Vorprüfung zur Genehmigung	HTGR	Militärische Anwendung in Untersuchung

Quellen: Siehe Text Anhang 6.1.

6.2 Kurzdarstellung ausgewählter SMR-Konzepte

Im Folgenden wird für eine exemplarische Auswahl von SMR-Konzepten eine Übersicht zu wichtigen Eigenschaften zusammengestellt. Diese Übersicht stellt eine Grundlage für die Auswertungen in den Kapiteln 2 bis 5 dar.

Um dieser Untersuchung eine möglichst repräsentative Auswahl von SMR-Konzepten zugrunde zu legen, wurden diese anhand folgender Auswahlkriterien aus der tabellarischen Übersicht in Anhang 6.1 bestimmt:

1. Entwicklungsstatus

Die Auswahl soll Konzepte in allen betrachteten Entwicklungsstadien erfassen. Auftragsgemäß sollen dabei zumindest die gegenwärtig in Bau, Betrieb und in Genehmigungsverfahren befindlichen Konzepte erfasst werden. Weiterhin sollen explizit historische Konzepte betrachtet werden. Bei den (auch) aufgrund dieses Kriteriums ausgewählten Konzepten handelt es sich um

- In Betrieb: CEFR, KLT-40S, PHWR-220
- In Bau: CAREM, HTR-PM
- Genehmigt: SMART
- In Genehmigung: Aurora Powerhouse, NuScale
- In Vorprüfung zur Genehmigung: ARC-100, BWRX-300, eVinci, IMSR, MMR, mPower, SMR-160, SSR-W300, Xe-100
- Entwicklung unterbrochen: PBMR-400
- Historisch: Elk-River, MSRE, Peach Bottom, S2W, THTR

Einige in der Gesamtübersicht erfasste Konzepte werden trotz ihrer Zugehörigkeit zu den in Betrieb, in Bau oder in Genehmigung befindlichen Anlagen nicht in der folgenden Übersicht dargestellt. Dabei handelt es sich zum einen um den CNP-300 (In Betrieb) und den PFBR-500 (In Bau), die aufgrund ihrer Leistungsgröße von 325 MW_e beziehungsweise 500 MW_e nicht unter die Arbeitsdefinition dieses Berichts für einen SMR gemäß Kapitel 2 fallen.

Ebenfalls nicht im Detail dargestellt wird der EGP-6 (In Betrieb), bei dem es sich um ein in den 1970er Jahren errichtetes Reaktorkonzept handelt, das heute in dieser Form nicht weiterverfolgt wird.

Auch die in Betrieb befindlichen Reaktoren HTR-10 und HTTR werden im Folgenden nicht diskutiert. Bei beiden handelt es sich um Forschungs- bzw. Demonstrationsreaktoren zur Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren.

Beim HTR-10 handelt es sich dabei um einen Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor, der im nächsten Entwicklungsschritt zum Bau des HTR-PM geführt hat. Als Beispiele für Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktoren werden neben dem HTR-PM weitere Konzepte wie der EM^2, der PBMR-400, der THTR und der Xe-100 betrachtet.

Beim HTTR handelt es sich um einen Hochtemperaturreaktor mit prismatischem Brennstoff. Er kann als Forschungs- bzw. Demonstrationsreaktor für die Entwicklung eines Systems mit deutlich

größerer Leistung aus der Generation IV Entwicklungslinie angesehen werden. Als Weiterentwicklung des HTTR in dieser Entwicklungslinie gilt das in Entwicklung befindliche GTHTR300-Konzept, das in Japan für eine Kommerzialisierung in den 2030er Jahren vorgesehen ist. Als Beispiele für prismatische Hochtemperaturreaktor-Konzepte werden in diesem Gutachten die aktuellen Konzepte von MMR und U-Battery betrachtet.

Für historische Konzepte erfolgt typischerweise eine stark kursorische Darstellung ausgewählter Aspekte, insbesondere der Entwicklungsgeschichte, da diese vor allem zur Veranschaulichung der Entwicklungslinien und -zeiträume aktueller SMR-Konzepte dienen.

2. Hersteller:

In der Auswahl sollen Konzepte von wichtigen traditionellen Herstellern, aber auch jüngeren Unternehmensverbünden vertreten sein. Bei den (auch) aufgrund dieses Kriteriums ausgewählten Konzepten handelt es sich um

- BWX Technologies, Inc.: mPower
- China General Nuclear Power Group (CGNPC): ACPR50S
- Holtec International Inc.: SMR-160
- General Atomics (GA): EM^2
- GE Hitachi Nuclear Energy (GEH): BWRX-300, PRISM
- NuScale Power Inc. (Fluor): NuScale
- Urenco: U-Battery
- Toshiba: 4S
- Westinghouse: eVinci, Westinghouse SMR
- Jüngere Unternehmensverbünde: ARC-100 (ARC Nuclear Canada Inc.), Aurora Powerhouse (Oklo Inc.), IMSR (Terrestrial Energy Inc.), MMR (Ultra Safe Nuclear Corporation), Xe-100 (X-Energy)

3. Leistungsbereich (elektrisch):

Die Auswahl soll Konzepte in verschiedenen Leistungsbereichen erfassen. Dabei wird im Rahmen dieses Berichts zwischen Mikroreaktoren mit einer geplanten elektrischen Leistung von unter 10 MW_e und sonstigen SMR unterschieden. Bei den (auch) aufgrund dieses Kriteriums ausgewählten Konzepten handelt es sich um

- < 10 MW_e: eVinci, U-Battery

4. Land:

Die Auswahl soll Konzepte aus verschiedenen Ländern erfassen. Bei den (auch) aufgrund dieses Kriteriums ausgewählten Konzepten handelt es sich um

- Argentinien: CAREM
- China: ACPR50S

- Deutschland: THTR
- Indien: PHWR-220
- Russland: BREST-OD-300, RITM-200M
- Japan: 4S
- Südafrika: PBMR
- Südkorea/Saudi Arabien: SMART
- Vereinigtes Königreich: U-Battery

5. Reaktortyp:

In der Auswahl sollen Konzepte der wesentlichen in Entwicklung befindlichen Reaktortypen vertreten sein. Bei den (auch) aufgrund dieses Kriteriums ausgewählten Konzepten handelt es sich um

- HTR: EM^2, HTR-PM, PBMR, Peach Bottom, THTR
- iPWR: NuScale
- LFR: BREST-OD-300
- MSR: IMSR, MSRE
- PHWR: PHWR-220
- PWR: ACPR50S
- SFR: 4S, PRISM

6. Besondere Anwendungsfelder:

Neben Stromerzeugung sollen insbesondere ungewöhnliche Anwendungsfelder (Militär, Schiffsantriebe) erfasst sein.

In der Auswahl sollen auch solche Konzepte vertreten sein, die für ungewöhnliche Anwendungsfelder (Militär, Schiffsantriebe) diskutiert werden. Bei den (auch) aufgrund dieses Kriteriums ausgewählten Konzepten handelt es sich um

  – Schiffsantriebe/FNPP: RITM-200M
  – Militärische Anwendung in Untersuchung: deVinci, U-Battery

Die Daten der folgenden Übersicht sind grundsätzlich den Darstellungen in (IAEA 2020a) entnommen und wurden gegebenenfalls durch Daten aus (IAEA 2020e) ergänzt. In Teilen wurde die Auswertung bereits vor der Veröffentlichung von (IAEA 2020a) begonnen und basierte auf Angaben in (IAEA 2018a) oder auch Einzelveröffentlichungen der Hersteller. Diese Daten wurden im Nachgang kursorisch mit der Darstellung in (IAEA 2020a) abgeglichen. Es sind nur solche Informationen erfasst, die in den entsprechenden Übersichtsdarstellungen enthalten waren, in vielen Fällen liegen keine Angaben (k.A.) vor, manche der betrachteten Eigenschaften sind für das jeweilige Konzept auch nicht einschlägig (N.A.), wie beispielsweise eine Zykluslänge bei

kontinuierlich beladenen Reaktorkonzepten. Eine Detailrecherche zu allen Aspekten für alle ausgewählten Konzepte ist aufgrund des begrenzten Untersuchungsrahmens nicht durchführbar.

Die Angaben stellen damit Angaben durch die Länder oder Entwickler/Hersteller der jeweiligen Reaktorkonzepte dar. Eine Prüfung der Angaben auf Aktualität, Konsistenz oder Übereinstimmung mit anderen Quellen erfolgte nur in Einzelfällen.

Die Angaben umfassen zunächst in tabellarischer Form neben allgemeinen Angaben zum Reaktorkonzept wie Name, Entwickler, Land, Reaktortyp sowie zum Verwandtheitsgrad mit bereits existierenden Reaktorkonzepten und dem Entwicklungsstatus zunächst technische Eigenschaften wie die geplante thermische und elektrische Leistung, den Wirkungsgrad, die vorgesehene Lebensdauer, Angaben zu Größe und Skalierbarkeit, soweit vorhanden relevante Standortkriterien beziehungsweise Angaben zu Flächen- und Personalbedarf, Angaben zur Herstellung (wie Serienfertigung, Modularität), Einsetzbarkeit, allgemeine Betriebsparameter wie Moderator, Kühlmittel, Brennstoff, Neutronenspektrum, Kühlkreisläufe, Angaben zu Leistungssteuerung/Regelung und Angaben zu wichtigen Sicherheitseigenschaften wie zum Reaktivitätsverhalten und zu Kühlsystemen.

Neben den technischen Eigenschaften werden – soweit in der ausgewerteten Literatur verfügbar – auch ökonomische Informationen wie solche zu beteiligten Unternehmen und geschätzten Kosten des Reaktorkonzepts angegeben. Diese Zusammenstellung basiert neben den in Anhang 6.1 genannten Quellen auf weiteren Informationen beispielsweise aus Online-Fachquellen wie den „World Nuclear News“, Fachkonferenzbeiträgen oder auch Fachzeitschriften. Weitere Quellen werden in Fußnoten aufgeführt.

Die Beschreibung wird durch knappe textliche Darstellungen der bisherigen Entwicklungsgeschichte, einer Beschreibung des Reaktorkonzepts sowie einer Auflistung der wesentlichen Sicherheitseigenschaften gemäß der Eigendarstellungen durch die Länder beziehungsweise Entwickler/Hersteller ergänzt.

Abschließend werden Informationen zu aktuelleren Entwicklungen zum Reaktorkonzept wiedergegeben. Diese wurden auf Basis einer Auswertung der „World Nuclear News“ der World Nuclear Association gewonnen.[171]

[171] https://www.world-nuclear-news.org/, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.1 Wassergekühlte Reaktoren

6.2.1.1 BWRX-300 (Boiling Water Reactor X-300)

Tabelle 6-2: BWRX-300 (Boiling Water Reactor X-300)

Name	BWRX-300 (Boiling Water Reactor X-300)
Quellen	(IAEA 2020a)
Allgemeines	
Entwickler	GE Hitachi Nuclear Energy (USA), Hitachi-GE Nuclear Energy (Japan)
Land	USA, Japan
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	BWR
verwandte Systeme	Elk River, ESBWR, Dodewaard BWR (Niederlande)
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	870
Leistung [MW elektrisch]	270-290
Wirkungsgrad [%]	33
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Nahwärme, Prozesswärme bis 287°C
Flächenbedarf [qm]	8.400
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja [50-100 mit 0,5% pro Minute]
Modularität	k.A.
Personalbedarf	75 Personen pro Schicht
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	3,40 (mittel) / 4,95 (max)
Zielabbrand [GWd/t]	49,5
Zykluslänge [Monate]	12 bis 24
Brennelemente	240
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	15-25
Primärdruck [MPa]	7,2
Primärtemperatur Eintritt [°C]	270
Primärtemperatur Austritt [°C]	287
Umwälzung	Passiv (Naturumlauf)
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	26
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	4

Name	BWRX-300 (Boiling Water Reactor X-300)
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	485
Sekundärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Brennbare Neutronengifte (Gd_2O_3), Steuerelemente (für betriebliche Reaktivitätskontrolle und zur Schnellabschaltung, B_4C oder Hf)
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Wärmwabfuhr über Isolation-Kondenser (ICS) oder Containment-Kühlsystem (PCCS)
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Die Nachwärmeabfuhr wird bei Ereignissen mit Primärkreisabschluss über den Isolation-Kondenser (ICS) sichergestellt. Dieser verfügt über 3 Stränge mit jeweils einem Wärmetauscher für die Abfuhr von 33 MW_{th}. Die Wärme wird an den IC-Pool abgegeben, der zur Atmosphäre hin geöffnet ist und eine Karenzzeit von sieben Tagen gewährleistet. Das passive Containment-Kühlsystem (PCCS) besteht aus mehreren Wärmetauschern im Containment, die bei Kühlmittelverluststörfällen die Wärme aus dem Containment an die mit Wasser gefüllte Reaktorgrube oberhalb des Reaktordruckbehälters abführen. Diese ist ebenfalls zur Atmosphäre hin geöffnet und kann für 72 Stunden ohne die Notwendigkeit von Personalmaßnahmen oder Wechselstromversorgung die Kühlung sicherstellen.
Karenzzeiten	Sieben Tage bei Nutzung des ICS, 72 Stunden bei Nutzung des PCCS (Kühlmittelverluststörfälle mit kleinem Querschnitt)
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,3 g
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Das Containment umschließt den Reaktordruckbehälter, die Steuerstabantriebe und die Kühlmittelleitungen bis zu den Isolationsventilen. Die Isolationsventile begrenzen den Druckanstieg im Containment bei großen Kühlmittelverluststörfällen, so dass keine Kondensationskammer erforderlich ist. Auslegungsdruck und -temperatur des Cotainments liegen im Bereich heutiger BWRs.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	N.A.
Stromversorgung	

Name	BWRX-300 (Boiling Water Reactor X-300)
Betrieblich	Integriertes Stromerzeugungs- und -verteilungssystem in mehreren Strängen
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Integriertes Kontroll- und Überwachungssystem mit drei Plattformen. Qualifizierung der Plattformen entsprechend der von ihnen kontrollierten Systeme).
Weitere Besonderheiten	
	Der größte Teil der Reaktordruckbehälters ist unterirdisch angeordnet, das Brennelement-Nasslager und weitere Teile des Reaktorgebäudes befinden sich oberhalb der Geländeoberkante. Entladene Brennelemente verbleiben für sechs bis acht Jahre im Nasslager und können danach in Behältern außerhalb des Reaktorgebäudes gelagert werden. Das Konzept hält die Anforderungen der IAEA bezüglich gestaffelter Sicherheit ein (Defence in Depth). Für interne Ereignisse wird eine Kernschadenshäufigkeit von unter 10^{-7} pro Jahr, für große Freisetzungen von unter 10^{-8} pro Jahr angegeben.
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	Kooperation mit Bechtel, Exelon, Dominion Energy und MIT[172]
Absatzmärkte	ČEZ (Tschechien); Synthos SA (Polen); Fermi Energia (Estland)
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Information über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	U.S. DoE: 1,9 Mio. USD[173]
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten 2.250 USD/kW (LCC, NOAK)[174]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	16 USD/MWh[175]
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	40 USD/MWh[176]
Geplante Bauzeit	26 Monate[177]

[172] https://www.ge.com/news/press-releases/ge-hitachi-announces-dominion-energy-investor-bwrx-300-small-modular-reactor, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[173] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/GEH-receives-federal-funds-for-BWRX-300-developmen, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[174] http://www.nuclearaustralia.org.au/wp-content/uploads/2018/05/Irwin20180523.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[175] http://www.nuclearaustralia.org.au/wp-content/uploads/2018/05/Irwin20180523.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[176] https://aris.iaea.org/PDF/BWRX-300_2020.pdf, zuletzt zugegriffen am 29.01.2021.
[177] https://aris.iaea.org/PDF/BWRX-300_2020.pdf, zuletzt zugegriffen am 29.01.2021.

Entwicklungsgeschichte

- 2017 Start der Entwicklungsarbeiten
- 2018 Förderung durch BEIS im V.K.
- 2019 Beginn vor Vorprüfungs-Aktivitäten in den USA
- 2020 Antrag auf „Vendors Design Review“ Phase 1 und 2 in Kanada
- In 2020 geplant:
  - 2022 erster Antrag auf Baugenehmigung
  - 2024 Baubeginn
  - 2027 Betriebsbeginn

Beschreibung Reaktorsystem

Beim BWRX handelt es sich um die zehnte Reaktorgeneration von Siedewasserreaktoren der Firma General Electric seit 1955. Der Reaktorkern besteht aus Urandioxid-Brennelementen in 10x10 Brennstabgeometrie entsprechend dem in heutigen BWR eingesetzten GNP2-Brennstoff (78 volllange Brennstäbe, 14 teillange Brennstäbe und 2 große zentrale Wasserzellen). Der Reaktordruckbehälter umfasst den Reaktorkern, den Kernmantel, die Steuerelemente sowie Dampfseparator und -trockner. Der entstehende Dampf wird auf die Turbine geführt und über das Kondensat- und das Speisewassersystem zurück in den Reaktordruckbehälter gefördert. Der Reaktordruckbehälter ist von einem Containment umschlossen.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Hohe Qualität aufgrund Nutzung bekannter BWR-Technologien; hohes Kühlmittelvolumen für größere Sicherheitsmargen bei Ereignissen; passiver Naturumlauf im Leistungsbetrieb und bei allen Ereignissen; passive Wärmeabfuhr über Isolation-Kondenser (ICS) oder Containment-Kühlsystem (PCCS); keine Notwendigkeit für Kondensationskammer oder Sicherheitsventile am Reaktordruckbehälter; keine Notwendigkeit für Wechselstromversorgung zur Beherrschung von Auslegungsereignissen.

Weitere aktuelle Entwicklungen

GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) hat im Dezember 2019 die ersten Antragsunterlagen für die Design-Zertifizierung ihres BWRX-300 Reaktorkonzepts bei der U.S. NRC eingereicht. Beim BWRX-300 handelt es sich um eine 300 MW_e Anlage auf Basis des in den USA bereits 2014 zertifizierten 1520 MW_e Designs des Economic Simplified Boiling Water Reactors (ESBWR). Bereits im März 2019 wurde ein Service Agreement für ein Vendor Design Review (VDR) mit der kanadischen

Aufsichtsbehörde CNSC abgeschlossen.[178] Im Januar 2020 wurden der VDR-Prozess für die kombinierte Phase 1 und 2 durch die CNSC gestartet.[179]

Anfang 2020 hat GEH ein MoU mit dem tschechischen Versorger ČEZ abgeschlossen, um die ökonomische und technische Machbarkeit für eine BWRX-300 Anlage zu prüfen.[180]

Das U.S. DoE vergibt Zuschüsse für digitale Forschungsprojekte zum BWRX-300-SMR.[181]

[178] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/GE-Hitachi-initiates-US-licensing-of-BWRX-300, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[179] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/GEH-progresses-Canadian-SMR-design-review, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[180] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/GEH-promotes-BWRX-300-design-in-Czech-Republic, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[181] https://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/usa-doe-vergibt-zuschuesse-fuer-digitale-forschungsprojekte-zum-bwrx-300-smr, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.1.2 CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares)

Tabelle 6-3: CAREM

Name	CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares)
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a; Öko-Institut e.V. 2017)
Allgemeines	
Entwickler	CNEA
Land	Argentinien
Entwicklungsstand	In Bau
Reaktortyp	Integral PWR
verwandte Systeme	mPower, NuScale, SMART, SMR-160, Westinghouse SMR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	100
Leistung [MW elektrisch]	30
Wirkungsgrad [%]	30
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Meerwasserentsalzung
Flächenbedarf [qm]	k.A.
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	k.A.
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	40
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	1,8-3,1
Zielabbrand [GWd/t]	24
Zykluslänge [Monate]	24
Brennelemente	61
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	50
Primärdruck [MPa]	12,25
Primärtemperatur Eintritt [°C]	284
Primärtemperatur Austritt [°C]	326
Umwälzung	Passiv (Naturumlauf)
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	11
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	3,2
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	267
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser

Name	CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares)
Sekundärdruck [MPa]	4,7
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Brennbare Neutronengifte (Gd), Steuerelemente (Primäres Abschaltsystem mit 9 Schnellabschaltstäben und 16 Steuerstäben), Sekundäres Abschaltsystem (Hochdruck-Tanks mit boriertem Kühlmittel)
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr über Kondensationsrohre an Kühlmittelvorräte im Containment
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Passive Nachwärmeabfuhr über Kondensationsrohre an Kühlmittelvorräte im Containment
Karenzzeiten	36 h (bei Loss of Heat Sink oder SBO)
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,25 g
Präventive Notfallmaßnahmen	Feuerlöschsysteme, mobile Pumpen
Mitigative Notfallmaßnahmen	Kontrolle der Wasserstoffproduktion, RDB-Kühlung für In-Vessel-Retention
Containment	1,2 m Stahlbeton mit Stahlliner, Auslegung bis 0,5 MPa, Druckabbausystem
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	N.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	Zwei Notstromdiesel (für aktive Kernkühlung im Langzeitbetrieb)
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Warte im Reaktorgebäude, Notsteuerstelle im Servicegebäude
Leittechnik	Digitale Leittechnik, 2 diversitäre, vierfach redundante Reaktorschutzsysteme
Weitere Besonderheiten	
	-
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Information über die Produktion	CNEA (Comisión Nacional de Energía Atómica, Kerntechnische Anbieter), Tecna (EPC, Architect Engineer), 70% der Produktion soll durch lokale Wirtschaft erfüllt werden
Absatzmärkte	CNEA (Comisión Nacional de Energía Atómica, Kerntechnische Anbieter), ecna (EPC, Architect Engineer)
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	

Name	CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares)
Allgemeine Information über die Finanzierung	Staatliche Finanzierung
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	In 2014: Bei Baubeginn: 446 Mio. USD (~15.400 USD/kW_e)[182] In 2017: Kostensteigerung auf 21.900 USD/kW_e[183] In 2020: 26.000 USD/kW_e[184]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 1984 Start der Entwicklungsarbeiten
- 2002 Auswahl des Systems durch das Generation IV International Forum in der „Near-Term Development Group“
- 2009 vorläufiger Sicherheitsbericht erstellt
- 2011 Inbetriebnahme für 2016 geplant
- 2013 erste Teilerrichtungsgenehmigung
- 2014 Baubeginn eines Prototyps (CAREM-25)
- In 2018 geplant: 2022 Inbetriebnahme
- In 2020 geplant: 2023 Erstkritikalität

Beschreibung Reaktorsystem

Vereinfachtes Design eines integralen Druckwasserreaktors. Der Reaktorkern besteht aus Urandioxid-Brennelementen in hexagonaler Geometrie. Der primäre Kühlkreislauf befindet sich vollständig im Reaktordruckbehälter. Die Kernkühlung erfolgt über Naturumlauf, die 12 Dampferzeuger sind oberhalb des Reaktorkerns angeordnet. Der Primärkreisdruck ist selbststabilisierend durch Dampfpolster im RDB (Verzicht auf Druckhalter). Speisewasser tritt in den Reaktordruckbehälter ein, wird in den Dampferzeugern erhitzt, verdampft und wird als überhitzter Dampf auf die Turbine geführt.

[182] https://reneweconomy.com.au/small-modular-reactor-rhetoric-hits-a-hurdle-62196/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[183] https://reneweconomy.com.au/small-modular-reactor-rhetoric-hits-a-hurdle-62196/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[184] (Mycle Schneider Consulting 2020)bzw. https://reneweconomy.com.au/small-modular-reactor-rhetoric-hits-a-hurdle-62196/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Vereinfachtes Design; Ausschluss eines großen Kühlmittelverluststörfalls durch integralen RDB; Auslegung des Sekundärkreislaufs auf Primärkreisdruck bis zu Abschlussventilen; Station Blackout als Design Basis Event.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Im April 2020 hat Nucleoeléctrica Argentina SA die Wiederaufnahme der Arbeiten zur Errichtung des CAREM-25 Protoyps in Argentinien verkündet. Ein wesentlicher Auftragnehmer, Techint Engineering & Construction hatte im November 2019 die Arbeiten eingestellt, da Zahlungen durch die Regierung zu spät erfolgten, Änderungen am Design vorgenommen worden waren und technische Unterlagen mit Verspätung vorgelegt wurden.[185]

[185] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Argentinean-projects-to-resume-after-hiatus, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.1.3 Elk River

Tabelle 6-4: Elk River

Name	Elk River
Quellen	(Öko-Institut e.V. 2017; IAEA 2020f)
Allgemeines	
Entwickler	US DoE
Land	USA
Entwicklungsstand	Historisch
Reaktortyp	BWR
verwandte Systeme	BWRX-300
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	58
Leistung [MW elektrisch]	22
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser

Entwicklungsgeschichte

- 1959 Baubeginn
- 1962 Erstkritikalität
- 1964 Beginn kommerzieller Leistungsbetrieb
- 1968 Außerbetriebnahme nach Leckagen am primären Kühlkreislauf

Beschreibung Reaktorsystem

Einfacher Siedewasserreaktor; Reaktordruckbehältergröße für den Straßentransport mit Schwerlastfahrzeugen konzipiert.

6.2.1.4 mPower

Tabelle 6-5: mPower

Name	mPower
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	Generation mPower LLC (gebildet von BWX Technologies, Inc.; Bechtel Power Corporation)
Land	USA
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	Integral PWR
verwandte Systeme	CAREM, NuScale, SMART, SMR-160, Westinghouse SMR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	575
Leistung [MW elektrisch]	195
Wirkungsgrad [%]	34
Einsatzbereiche	Stromerzeugung (Anpassung an Prozesswärmeerzeugung oder Meerwasserentsalzung denkbar)
Flächenbedarf [qm]	157.000
Industrielle Serienfertigung	Ja (für Einzelbestandteile eines Moduls, per Schiene transportierbar)
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	Ja (zwei Module pro Standort als Standard)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	< 5
Zielabbrand [GWd/t]	< 40
Zykluslänge [Monate]	24
Brennelemente	69
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	50
Primärdruck [MPa]	14,8
Primärtemperatur Eintritt [°C]	290,5
Primärtemperatur Austritt [°C]	318,9
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	27,4
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	4,15

Name	mPower
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Brennbare Neutronengifte (Gd_2O_3), Steuerelemente (min. 3% Abschaltmarge)
Reaktivitätskoeffizienten	Stark negative Moderator-Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr über Nachwärmeabfuhr- und/oder Notnachkühlsystem
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Hilfskondensator im Sekundärsystem, Kühlmittelergänzung aus einem In-Containment-Vorratsbehälter (refuelling water storage tank, RWST), langfristige Kernkühlung über das Kühlmittelreinigungssystem, Kernkühlung im Naturumlauf, automatische Druckentlastung des RDB, Kühlmittelergänzung aus Druckspeichern (intermediate pressure injection tanks) und den In-Containment-Vorratsbehälter. Passive Einspeisung aus den Druckspeichern durch Stickstoffpolster und gravitationsgetrieben aus dem RWST, passive Containmentkühlung durch integrierten Vorratsbehälter mit direktem Kontakt zur Containmentdecke.
Karenzzeiten	7 d bis 14 d (bei Verlust externer Stromversorgung, ohne Notwendigkeit für Wechselstromversorgung oder Personalmaßnahmen), 30 d bei Ausfall der Brennelement-Lagerbeckenkühlung
EVA-Auslegung	Erdbebenauslegung Kategorie I
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Volldruck-Stahlcontainment
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	Gemeinsame Warte für 2 Module, gemeinsames Brennelement-Lagerbecken, keine gemeinsam genutzten Sicherheitssysteme
Stromversorgung	
Betrieblich	Hauptgenerator oder Fremdnetz
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Warte in Wartengebäude für 2 Module, Anordnung unterhalb Geländeoberkante
Leittechnik	Digitale Leittechnik
Weitere Besonderheiten	

Name	mPower
	Eine geringe Stablängenleistung und ein hohes RDB-Volumen führen zu langsameren Störfallabläufen, Einhaltung des Einzelfehlerprinzips in aktiven Systemen. Anordnung der Module und des Brennelement-Lagerbeckens unterhalb Geländeoberkante
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	Schmiedearbeiten sollen von Lehigh Heavy Forge übernommen.
Absatzmärkte	Tennessee Valley Authority (TVA) hat einen "letter of intent" unterschrieben, wonach der Bau von bis zu sechs SMR in Tennessee geplant ist.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Information über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	U.S. DoE: 150 Mio. USD[186]
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	k.A.
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	FOAK: 19,67 USD/MWh, NOAK: 16,96 USD/MWh[187]
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	FOAK: 111,36 USD/MWh, NOAK: 86,90 USD/MWh[188]
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 2009 offizielle Vorstellung des Konzepts
- 2010 Beginn einer Vorprüfung bei der U.S. NRC
- 2012 Inbetriebnahme einer Einrichtung für "Integrated System Test"
- 2013 Förderung aus einem U.S. DoE SMR Förderprogramm
- 2014 Interessensbekundung durch den Betreiber TVA und Beantragung einer Early Site Permit (jedoch nicht spezifisch für dieses Reaktor-Konzept)
- 2016 Abschluss eines Framework Agreement zu einer neuen Managementstruktur zwischen BWXT und Bechtel Power Corporation

Beschreibung Reaktorsystem

Vereinfachtes Design eines integralen Druckwasserreaktors. Der Reaktorkern besteht aus 69 Standard LWR-Brennelementen von 2,4 m aktiver Länge mit 17x17 Brennstabgeometrie. Der

[186] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/SMR-funding-signed,-sealed-and-delivered, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[187] (NEPI 2012, S. 14).
[188] (NEPI 2012, S. 14).

Reaktorkern, der Dampferzeuger, die Hauptkühlmittelpumpen, der Druckhalter und die Steuerstäbe samt Steuerstabantrieben befinden sich im Reaktordruckbehälter. Die Kernkühlung im Leistungsbetrieb und im Stillstand erfolgt über die Hauptkühlmittelpumpen. Der Primärkreisdruck wird durch Druckhalterheizung oder Druckhaltersprühen kontrolliert. Speisewasser tritt in den Reaktordruckbehälter ein, wird in den Dampferzeugern erhitzt, verdampft und wird als überhitzter Dampf auf die Turbine geführt.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Vereinfachtes Design; Nutzung bekannter LWR-Technologie; Ausschluss eines großen Kühlmittelverluststörfalls durch integralen Reaktordruckbehälter; Ausschluss eines Steuerstabauswurfs durch integrale Unterbringung der Steuerstäbe samt Steuerstabantrieben im Reaktordruckbehälter; hohe Karenzzeiten und passive Wärmeabfuhr ohne die Notwendigkeit einer elektrischen Energieversorgung von außen oder Personalmaßnahmen.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Zum mPower-Konzept finden sich keine neueren Informationen auf den Seiten der World Nuclear News.

6.2.1.5 NuScale

Tabelle 6-6: NuScale

Name	NuScale (NuScale Power Modular and Scalable Reactor)
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	NuScale Power Inc.
Land	USA
Entwicklungsstand	In Genehmigung
Reaktortyp	Integral PWR
verwandte Systeme	CAREM, mPower, SMART, SMR-160, Westinghouse SMR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	In 2020: 200, in 2018: 160
Leistung [MW elektrisch]	In 2020: 60, in 2018: 50
Wirkungsgrad [%]	31
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Prozesswärme
Flächenbedarf [qm]	140.000
Industrielle Serienfertigung	Ja (für ein Modul)
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	Ja (Ein Modul ist aus drei Hauptkomponenten, dem unteren Reaktordruckbehälter, dem unteren Containmentbehälter sowie dem oberen Reaktordruck- und Containmentbehälter zusammengesetzt, Modulgewicht 700 t, 12 Module als Referenzanlage mit 600 MW_e)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	< 4,95
Zielabbrand [GWd/t]	> 30
Zykluslänge [Monate]	24
Brennelemente	37
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	33
Primärdruck [MPa]	12,8/13,8
Primärtemperatur Eintritt [°C]	258/265
Primärtemperatur Austritt [°C]	314/321
Umwälzung	Passiv (Naturumlauf)
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	17,8/17,7
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	3/2,7

Name	NuScale (NuScale Power Modular and Scalable Reactor)
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	260
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	4,4
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Brennbare Neutronengifte (Gd_2O_3 homogen in ausgewählten Brennstäben), Borsäure im Kühlmittel, 4 Steuerelemente, 12 Abschaltelemente
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr über Nachwärmeabfuhr- und/oder Notnachkühlsystem
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	2x100% Nachwärmeabfuhrsystem durch geschlossenen passiven Umlauf über die Dampferzeuger zu einem im Reaktor-Pool befindlichen Kondensator für Ereignisse ohne Kühlmittelverlust; Notkühlsystem bestehend aus drei Reaktordruckentlastungs- und zwei Reaktor-Rezirkulationsventilen, durch die Kühlmittel aus dem Reaktordruckbehälter in das Containment entweichen und in den Reaktordruckbehälter zurückgeleitet werden kann. Die Wärmeabfuhr erfolgt passiv aus dem Containment an den Reaktor-Pool
Karenzzeiten	Unbegrenzt
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,5 g, Flugzeugabsturz (ohne nähere Angaben zu Lastannahmen)
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Stahlzylinder von 23,1 m Höhe und 4,5 m Aussendurchmesser.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	Gemeinsame Warte für bis zu 12 Module, gemeinsamer Reaktor-Pool zu passiven Wärmeabfuhr bei Stör- und Unfällen
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	Für Ereignisse innerhalb der Auslegung wird keine Wechselstromversorgung benötigt. Batteriesysteme für Gleichstromversorgung
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Warte in Wartengebäude für bis zu 12 Module, Berücksichtigung von HF-Aspekten bei Darstellung und Steuerung der Reaktorkenngrößen, Anordnung unterhalb Geländeoberkante
Leittechnik	Digitale Leittechnik
Weitere Besonderheiten	

Name	NuScale (NuScale Power Modular and Scalable Reactor)
	Anordnung der Module und des Brennelement-Nasslagers unterhalb Geländeoberkante, PSA Ergebnisse weisen eine Kernschadenshäufigkeit auf, die um mehrere Größenordnungen unterhalb derjeniger heutiger Anlagen liegt
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Information über die Produktion	Diverse Beteiligungen an NuScale: Fluor (Mehrheitsanteileigner), Doosan Heavy Industries & Construction, Enercon Services, Ultra Electronics, ARES Corporation. Strategische Partnerschaften mit Framatome, Sargent und Lundy und BWXT.
Absatzmärkte	Utah Associated Municipal Power Systems (Erster Kunde); Kanada; Rumänien; Tschechien; Ukraine; Jordanien; Vereinigtes Königreich
Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Information über die Finanzierung	Staatliche Bereitstellung (UAMPS)
Förderprogramm / Förderhöhe	U.S. DoE: 40 Mio. USD[189]
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Aktuelle Kostenschätzung: 8.500 USD/kW_e, Schätzung im Jahr 2003: 20.191,70 USD/kW_e[190]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	65 USD/MWh – 67 USD/MWh[191]
Geplante Bauzeit	36 Monaten[192]

Entwicklungsgeschichte

- 2003 erster Designentwurf und Testeinrichtungen
- 2007 Gründung von NuScale
- 2012 Prototyp einer Warte für 12 Module in Betrieb genommen
- 2017 Antrag auf „Design Certification“ bei der U.S. NRC für ein NuScale Konzept mit einer elektrischen Leistung 50 MW_e pro Reaktormodul
- 2018 Abschluss der Phase 1 des „Design Review Prozesses“ der U.S. NRC
- 2019 Antrag auf Vorprüfung für ein NuScale720-Konzept (mit einer Reaktorleistung von 60 MW_e) bei der U.S. NRC
- 2020 Abschluss des „Design Certification Review“ durch die U.S. NRC

[189] https://www.bizjournals.com/portland/news/2018/04/27/oregon-small-nuke-company-nuscale-wins-40m-federal.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[190] (Mycle Schneider Consulting 2020).
[191] https://www.nuscalepower.com/newsletter/nucleus-spring-2020/featured-topic-cost-competitive, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[192] https://www.nuscalepower.com/benefits/cost-competitive, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

- In 2018 geplant: Errichtung eines kommerziellen Prototyps bis 2026
- In 2020 geplant:
  - 2023 Baubeginn in den USA
  - 2027 Inbetriebnahme eines Prototyps

Beschreibung Reaktorsystem

Vereinfachtes Design eines integralen Druckwasserreaktors. Der Reaktorkern besteht aus 37 Standard LWR-Brennelementen (von halber Länge) mit 17x17 Brennstabgeometrie. Der Reaktorkern, die beiden Dampferzeuger und der Druckhalter befinden sich im Reaktordruckbehälter. Die Kernkühlung erfolgt in allen Betriebszuständen im Naturumlauf. Der Primärkreisdruck wird durch Druckhalterheizung oder Druckhaltersprühen aus dem Volumenregel- und Chemiekalien-einspeisesystem kontrolliert. Speisewasser tritt in den Reaktordruckbehälter ein, wird in den Dampferzeugern erhitzt, verdampft und wird als überhitzter Dampf auf die Turbine geführt. Der RDB, die Steuerstabantriebe und das Sekundärsystem befinden sich im Containment. Das Containment ist vollständig in den Reaktor-Pool eingetaucht, wodurch eine passive Wärmeabfuhr bei allen Stör- und Unfällen ermöglicht werden soll.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Vereinfachtes Design; Nutzung bekannter LWR-Technologie; Ausschluss eines großen Kühlmittelverluststörfalls durch integralen Reaktordruckbehälter; unbegrenzte Karenzzeit bei Verlust der elektrischen Energieversorgung (AC, DC) ohne Kühlmittelergänzung oder die Notwendigkeit von Personalmaßnahmen.

Weitere aktuelle Entwicklungen

NuScale hat mit dem ukrainischen State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS), einer Unterstützungsorganisation der ukrainischen Aufsichtsbehörde State Nuclear Regulatory Inspectorate (SNRIU), ein MoU zur Prüfung der nationalen Genehmigungsrandbedingungen für einen NuScale SMR abgeschlossen.[193]

NuScale arbeitet gemeinsam mit Fluor Corporation und den Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS) daran, eine 720 MW_e -Anlage auf dem Gelände des Idaho National Laboratories in den USA zu errichten. Weiterhin hat NuScale Abkommen mit Unternehmen in den USA, Kanada, Rumänien, Tschechien und Jordanien abgeschlossen.[194]

[193] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/MoU-starts-evaluation-of-NuScale-SMR-for-Ukraine, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[194] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/NuScale-SMR-receives-US-design-certification-appro, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.1.6 PHWR-220

Tabelle 6-7: PHWR-220

Name	PHWR-220
Quellen	(IAEA 2012c)
Allgemeines	
Entwickler	Nuclear Power Corporation of India (NPCIL)
Land	Indien
Entwicklungsstand	In Betrieb
Reaktortyp	PHWR
verwandte Systeme	CANDU
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	755
Leistung [MW elektrisch]	236
Wirkungsgrad [%]	31
Einsatzbereiche	Stromerzeugung
Flächenbedarf [qm]	k.A.
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	k.A.
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	40
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Schweres Wasser (D_2O)
Kühlmittel	Schweres Wasser (D_2O)
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	Natururan
Zielabbrand [GWd/t]	15
Zykluslänge [Monate]	24
Brennelemente	k.A.
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	Kontinuierlich im Betrieb
Primärdruck [MPa]	8,5
Primärtemperatur Eintritt [°C]	k.A.
Primärtemperatur Austritt [°C]	293
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	N.A.
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	N.A.
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	N.A.
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser

Name	PHWR-220
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Steuerelemente, Vergiftungssystem
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Aktive und passive Sicherheitsfunktionen
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Das Notkühlsystem verfügt über ein Hochdruck-Schwerwassereinspeisesystem, ein Mitteldruck-Leichtwassereinspeisesystem und ein Niederdruck-Kühlsystem für die langfristige Wärmeabfuhr.
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,2 g
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Zweifaches Containmentsystem mit einem Primärcontainment aus Spannbeton und einem Sekundärcontainment aus Stahlbeton
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Warte mit digitaler Darstellung wichtiger Parameter
Leittechnik	k.A.
Weitere Besonderheiten	
	Zweifach redundantes Sicherheitssystem, Kernschadenshäufigkeit von 10^{-5}/a
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Information über die Produktion	k.A.
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.

Name	PHWR-220
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	k.A.
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 1981 erste Inbetriebnahme eines PHWR-220 in Indien (Rajasthan-1), seither weitere Anlagen sowie kontinuierliche Weiterentwicklung des Konzepts

Beschreibung Reaktorsystem

Beim PHWR-220 handelt es sich um die indische Weiterentwicklung eines schwerwassergekühlten, schwerwassermoderierten Druckwasserreaktors. Der Natururanbrennstoff befindet sich in Druckröhren in einem nahezu drucklosen Schwerwassertank (Calandria). Die Druckröhren werden von schwerem Wasser als Kühlmittel mit Hilfe von vier Hauptkühlmittelpumpen durchströmt, die Wärme wird über vier Dampferzeuger an einen sekundären Leichtwasser-Kühlkreislauf übertragen. Der Schwerwassermoderator wird über einen eigenen Kühlkreislauf gekühlt und ist von einem mit Leichtwasser gefüllten weiteren Behälter umgeben.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Langjährige Betriebserfahrung; zwei unabhängige Schnellabschaltsysteme sowie ein Vergiftungs-System zur Sicherstellung der langfristigen Unterkritikalität.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Zum PHWR-220-Konzept finden sich keine neueren Informationen auf den Seiten der World Nuclear News.

6.2.1.7 SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)

Tabelle 6-8: SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)

Name	SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), K.A. CARE
Land	Republik Korea, Saudi Arabien
Entwicklungsstand	Designgenehmigung erteilt
Reaktortyp	Integral PWR
verwandte Systeme	CAREM, mPower, NuScale, SMR-160, Westinghouse SMR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	365
Leistung [MW elektrisch]	107
Wirkungsgrad [%]	30
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Prozesswärme, Meerwasserentsalzung
Flächenbedarf [qm]	90.000
Industrielle Serienfertigung	Ja (für Einzelbestandteile eines Moduls)
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	Ja (zwei Module pro Standort als Standard)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	< 5
Zielabbrand [GWd/t]	< 60
Zykluslänge [Monate]	30
Brennelemente	57
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	50
Primärdruck [MPa]	15
Primärtemperatur Eintritt [°C]	296
Primärtemperatur Austritt [°C]	322
Umwälzung	aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	18,5
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	6,5
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	1070 (mit Kühlmittel)
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser

Name	SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	200
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Brennbare Neutronengifte (Gd_2O_3), Borsäure, Steuerelemente (Ag-In-Cd)
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Kernkühlung im Naturumlauf, passives Nachwärmeabfuhrsystem, passive Kühlmittelergänzung aus vier Kühlmittelergänzungstanks und vier Sicherheitseinspeisetanks, passives Containmentkühlsystem
Karenzzeiten	72 h (ohne Personalmaßnahmen)
EVA-Auslegung	Automatische Schnellabschaltung bei einer Maximalen Bodenbeschleunigung > 0,18 g
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	Autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren im Containment
Containment	Containment mit Druckabbausystem (In Containment Refuelling Water Storage Tank) und passivem Wärmeabfuhrsystem
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	Hauptgenerator oder Fremdnetz
Notstromversorgung	Gleichstromversorgung für Armaturen und Notbeleuchtung
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Warte in Hilfsanlagengebäude, Berücksichtigung von HF-Aspekten bei Darstellung und Steuerung der Reaktorkenngrößen
Leittechnik	Digitale Leittechnik
Weitere Besonderheiten	
	Berücksichtigung des Einzelfehlerprinzips in aktiven Systemen. Für den Einsatz in Küstengebieten konzipiert (Meerwasser als betriebliche ultimative Wärmesenke)
Ökonomie: Produktion	
Informationen über Anbieter / Entwickler / Anteilseigner	k.A.
Allgemeine Informationen über die Produktion	Korea Hydro und Nuclear Power (EPC, Architect Engineer; Kraftwerksbau Anbieter). Zusätzlich wird Korea Hydro und Nuclear Energy (KHNP) involviert. Wissenschaftsminsterium von Südkorea, ICT und KaCare.

Name	SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)
Absatzmärkte	KHNP plant den SMR weiterentwickeln und ihn dann für Saudi-Arabien lizensieren
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten 3.738 USD/kW_e (Okt. 2020), 200 Mio. USD für Gebäude, Ausstattung und Training[195]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 1999 Start der Entwicklungsarbeiten
- 2002 Arbeiten am Basic Design
- 2012 Genehmigung des „Standard Designs“ durch die Koreanische Aufsichtsbehörde, Beginn von Post-Fukushima Weiterentwicklungen
- 2015 Übereinkommen zwischen Südkorea und Saudi-Arabien zum Bau von Anlagen, Abschluss der Überprüfung des passiven Nachwärmeabfuhrsystems
- 2019 Abschluss von Vorplanungsarbeiten in Saudi-Arabien
- In 2020 geplant:
  - 2024 Möglicher Baubeginn
  - 2029 Inbetriebnahme (vgl. (IAEA 2020a) Anhang I, Fig. II-1)

Beschreibung Reaktorsystem

Vereinfachtes Design eines integralen Druckwasserreaktors. Der Reaktorkern besteht aus 57 Standard LWR-Brennelementen von 2,0 m aktiver Länge mit 17x17 Brennstabgeometrie. Der Reaktorkern, die acht Dampferzeuger, die vier Hauptkühlmittelpumpen, der Druckhalter und die 25 Steuerstäbe befinden sich im Reaktordruckbehälter. Die Kernkühlung im Leistungsbetrieb und im Stillstand erfolgt über die Hauptkühlmittelpumpen. Der Primärkreisdruck wird im integrierten Druckhalter (Dampfpolster im RDB) durch Druckhalterheizung oder Druckhaltersprühen kontrolliert.

[195] https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Speisewasser tritt in den Reaktordruckbehälter ein, wird in den Dampferzeugern erhitzt, verdampft und wird als überhitzter Dampf auf die Turbine geführt.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Vereinfachtes Design; Nutzung bekannter LWR-Technologie; Ausschluss eines großen Kühlmittelverluststörfalls durch integralen Reaktordruckbehälter; hohe Karenzzeiten und passive Wärmeabfuhr ohne die Notwendigkeit einer elektrischen Energieversorgung von außen oder Personalmaßnahmen; Ausschluss einer Rekritikalität bei Frischdampfleitungslecks aufgrund geringem sekundärseitigem Inventar in den Dampferzeugern; räumliche Trennung von Redundanzen des Sicherheitssystems.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Im September 2019 haben Südkorea und Saudi-Arabien ein MoU zu gemeinsamen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Weiterentwicklung des SMART-Konzepts unterzeichnet.[196]

2020 unterzeichnete das Land eine Kooperationsvereinbarung mit Südkorea für den Bau eines SMART SMR.[197]

[196] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Korea,-Saudi-Arabia-to-cooperate-on-SMART-deployme, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[197] https://world-nuclear-news.org/Articles/Korea-Saudi-Arabia-progress-with-SMART-collaborati, zuletzt aufgerufen 29.01.2021.

6.2.1.8 SMR-160

Tabelle 6-9: SMR-160

Name	SMR-160
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	Holtec International
Land	USA
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	Integral PWR
verwandte Systeme	CAREM, mPower, NuScale, SMART, Westinghouse SMR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	525
Leistung [MW elektrisch]	160
Wirkungsgrad [%]	30
Einsatzbereiche	Stromerzeugung (Anpassung an Prozesswärmeerzeugung oder Meerwasserentsalzung denkbar)
Flächenbedarf [qm]	20.500
Industrielle Serienfertigung	Ja (für Großkomponenten)
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	k.A.
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	80
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	< 4,95
Zielabbrand [GWd/t]	< 45
Zykluslänge [Monate]	18 - 24
Brennelemente	57
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	k.A.
Primärdruck [MPa]	15,5
Primärtemperatur Eintritt [°C]	229
Primärtemperatur Austritt [°C]	321
Umwälzung	Passiv (Naturumlauf)
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	15
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	3
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	295 (mit Brennstoff und Einbauten)
Sekundärsystem	

Name	SMR-160
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Brennbare Neutronengifte, Steuerelemente
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Rein passive Sicherheitssysteme (Kernkühlung und Containmentkühlung)
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Kernkühlung über Primäres Nachwärmeabfuhrsystem zum Containment-Kühlwasservorrat oder diversitäres sekundäres Nachwärmeabfuhrsystem, Druckentlastungssystem des Reaktordruckbehälters und passive Einspeisung aus Druckspeichern zum längerfristigen Übergang zur Containmentkühlung, passives Containmentkühlsystem durch Wärmeübertrag auf Wasservorrat zwischen Containment und Containment-Schutzummantelung für drei Monate Wärmeabfuhr mit anschließender Luftkühlung
Karenzzeiten	Unbegrenzt
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,3 g, Flugzeugabsturz eines großen Zivilflugzeugs
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Freistehendes Stahlcontainment mit Stahlbeton-Schutzummantelung, zur Hälfte unterhalb Geländeoberkante
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	Netzanschluss und Dieselgeneratoren
Notstromversorgung	Batteriesysteme für Gleichstromversorgung
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Warte in Hilfsanlagengebäude
Leittechnik	Mitsubishi Electric Total Advanced Controller Platform für betriebliche und Sicherheitsleittechnik, unabhängiges und diversitäres Auslösesystem
Weitere Besonderheiten	
	Brennelement-Lagerbecken im Containment mit Übergang zur Verdampfungskühlung und passiven Wärmeabfuhr über Containmentkühlung bei Ausfall der aktiven Kühlung, trockene Behälterlagerung vor Ort. Anordnung kritischer Strukturen

Name	SMR-160
	unterhalb Geländeoberkante, sehr geringer Quellterm bei postulierten Unfällen, Einsatz an Standorten ohne Wasserreservoir (Fluss, See, Meer) durch Luftkühlung, Schwarzstartfähig, im Inselmodus zu betreiben, „walk-away“-Safety
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	Reduzierte Kosten durch geringere Anzahl an Komponenten (Pumpen, Wärmetauscher, Ventile …) und geringere Anforderungen an Inspektionen, Prüfungen und Wartung , Kooperation mit Framatome PSEG Power, SNC Lavalin, MEPPI.
Absatzmärkte	NAEK Energoatom (Ukraine); Kanada
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	U.S. DoE: 6.314.612 USD[198]
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	OCC 3.750 USD/MW_e, Konstruktionskosten 4,062 Mio. USD/MW_e[199]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	36 Monate[200]

Entwicklungsgeschichte

- 2012 Start des Conceptual Designs
- 2015 Abschluss Conceptual Design
- In 2018 geplant:
  - 2019 Abschluss Preliminary Design
  - 2020 Abschluss der Genehmigungsvorprüfung, Beantragung einer Genehmigung
- In 2020 geplant:
  - 2020 Abschluss Preliminary Design
  - 2021 Beginn der Kommerzialisierung
  - Mitte der 2020er Jahre Inbetriebnahme eines ersten Reaktors

[198] https://www.energy.gov/ne/initiatives/funding-opportunities/industry-foa-awardees, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[199] https://www.greencarcongress.com/2015/08/20150808-holtec.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[200] https://holtecinternational.com/products-and-services/smr/features/economical-and-efficient/#:~:text=The%20time%20from%20%E2%80%9Cthe%20first,site%20constraints%20or%20owner%20needs, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Beschreibung Reaktorsystem

Vereinfachtes Design eines integralen Druckwasserreaktors. Der Reaktorkern besteht aus 112 Brennelementen, die weitgehend Standard-LWR Brennelementtechnologie entsprechen. Der Reaktordruckbehälter ist über eine einzige Leitung mit dem versetzt angeordneten Dampferzeuger verbunden, wodurch ein Brennelementwechsel ohne Verlagerung des Dampferzeugers möglich wird. Die Kernkühlung erfolgt in allen Betriebszuständen im Naturumlauf. Der Primärkreisdruck wird durch einen integrierten Druckhalter durch Druckhalterheizung oder Druckhaltersprühen kontrolliert. Die Steuerstabantriebe befinden sich ausserhalb des Reaktordruckbehälters.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Vereinfachtes Design auch durch primärseitigen Naturumlauf; einfachere Kühlmittelchemie durch Verzicht auf Borsäure; passive Wärmeabfuhr ohne die Notwendigkeit einer elektrischen Energieversorgung von außen oder Personalmaßnahmen; hohes sekundärseitiges Speisewasserinventar; robustes Containment-Gebäude als Schutz gegen Einwirkungen von außen; großes Wasserinventar zur Containment-Kühlung ausreichend bis zum Übergang auf Luftkühlung.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Im März 2018 hat Holtec International ein MoU mit der ukrainischen Energoatom abgeschlossen, um in der Ukraine eine Produktionsanlage für seinen SMR-160-Reaktor zu errichten. Diese Anlage soll dem Advanced Manufacturing Plant in Camden, New Jersey entsprechen und als eine von vier Produktionsanlagen weltweit dienen, die bis Mitte der 2020er Jahre errichtet werden sollen. Das Abkommen plant auch eine Errichtung von sechs SMR-160 Anlagen am Standort Rovno.[201]

Im Juni 2019 wurde ein Kooperationsvertrag zwischen Hotec International (USA), Energoatom (Ukraine) und dem State Scientific and Technology Centre (SSTC) der Ukraine zur Weiterentwicklung des SMR-160 unterzeichnet. Es ist vorgesehen, dass die ukrainische Aufsichtsbehörde ihre Genehmigung des SMR-160 Konzepts in Abstimmung mit der kanadischen Aufsichtsbehörde durchführt.[202]

Im April 2020 hat Holtec International als Brennstoffhersteller für sein SMR-160-Konzept die französische Framatome mit ihrem 17x17 GAIA Brennelement gewählt. Durch die Auswahl eines Brennelements mit entsprechender Betriebserfahrung würden hohe Risiken für die Entwicklung eines eigenen Brennstoffs für sein SMR-Konzept vermieden und ein zukünftiger Betreiber habe Zugriff auf einen etablierten Brennstoffhersteller. Die Errichtung eines SMR-160 sei bis 2026 geplant.[203]

Im September 2020 wurde die Phase 1 des kanadischen Vendor Design Review für das SMR-160-Konzept abgeschlossen, vgl. auch Kap. 4.2.1.[204]

[201] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/MOU-sees-Holtec-SMR-160-for-Ukraine, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[202] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Consortium-established-for-SMR-160-deployment-in-U, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[203] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Holtec-SMR-to-use-commercially-available-Framatome?=m, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[204] https://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/holtec-international-executive-summary.cfm, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.1.9 Westinghouse SMR

Tabelle 6-10: Westinghouse SMR

Name	Westinghouse SMR
Quellen	(IAEA 2020a)
Allgemeines	
Entwickler	Westinghouse Electric Company
Land	USA
Entwicklungsstand	In Entwicklung
Reaktortyp	Integral PWR
verwandte Systeme	CAREM, mPower, NuScale, SMART, SMR-160
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	800
Leistung [MW elektrisch]	> 225
Wirkungsgrad [%]	> 28
Einsatzbereiche	Stromerzeugung (ggf. auch Wärme-/Prozesswärmebereitstellung)
Flächenbedarf [qm]	65.000
Industrielle Serienfertigung	Ja
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	Ja (Alle Komponenten einer Anlage sind modular ausgelegt und sollen per Schiene, Straße oder über Wasser transportierbar sein), jedoch nur jeweils ein Reaktor pro Standort
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	< 5
Zielabbrand [GWd/t]	> 62
Zykluslänge [Monate]	24
Brennelemente	89
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	ca. 40
Primärdruck [MPa]	15,5
Primärtemperatur Eintritt [°C]	294
Primärtemperatur Austritt [°C]	324
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	28
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	3,7
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.

Name	Westinghouse SMR
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	Schnellabschaltung, Sicherheitsventile, Containmentabschluss
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Borsäure zur Kompensation des Abbrands, Steuerelemente (graue Steuerelemente für kurzfristige Reaktivitätsänderungen) basierend auf AP1000-Design, jedoch verbessert für Unterbringung im Reaktordruckbehälter
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Drei diversitäre und passive Nachwärmeabfuhrsysteme. Über zwei Frischdampfabblaseventile kann für 80 Minuten die Nachwärme im passiven Naturumlauf über die Dampferzeuger abgeführt werden. Über vier Wärmetauscher kann die Wärme passiv an vier Wasservorratstanks (Core Makeup Tank, CMT) überführt werden, von wo sie über vier weitere Wärmetauscher an vier ultimative Wasservorratstanks (UHS) abgegeben wird. Durch die Verdampfung dieses ultimativen Wasservorrats ist die Nachwärmeabfuhr für 7 Tage gewährleistet. Beim dritten System wird das Kühlmittel aus dem Reaktordruckbehälter durch eine gestaffelte Druckentlastung ins Containmente abgeblasen und durch die Inventare der CMTs, ein Wasserinventar im Cotainment sowie ein Borierungssystem ergänzt. Die Containmentkühlung wird dann über eine externe Wasservorlage gewährleistet, die das Containment umgibt und aus den UHS-Tanks ergänzt werden kann.
Karenzzeiten	7 Tage bei einem Verlust der externen Stromversorgung
EVA-Auslegung	k.A.
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Stahlcontainment
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	Nein, jeweils nur ein Reaktor pro Standort, um Wechselwirkungen zwischen mehreren Blöcken an einem Standort auszuschließen
Stromversorgung	
Betrieblich	Wechselstromversorgung für Nicht-Sicherheitssysteme, Notstromdiesel und von Nachzerfallswärme betriebene Notstromversorgung
Notstromversorgung	Batteriesysteme für Schellabschaltung und Auslösung der Sicherheitsfunktionen (Überwachung, Warte, Sicherheitsventile, Cotainmentabschluss)

Name	Westinghouse SMR
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Hauptwarte und externe Notsteuerstelle
Leittechnik	Digitale betriebliche Leittechnik (Ovation) und Reaktorschutzsystem
Weitere Besonderheiten	
	Nutzung von Komponenten des AP1000-Reaktors von Westinghouse. Anordnung des Reaktordruckbehälters, des Containments, der Warte und des Brennelement-Nasslagers unterhalb Geländeoberkante, Kernschadenshäufigkeit von $5*10^{-8}$/a, keine Notwendigkeit einer Schnellabschaltung bei Verlust des externen Stromnetzanschlusses, Lüftkühlung des Generators, um mögliche Wasserstoffexplosionen zu vermeiden
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	k.A.
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	k.A.
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 2012 Einreichung eines Topical Reports im Rahmen einer Vorprüfung bei der U.S. NRC
- 2015 “Safety Evaluation Report" der U.S. NRC zum Topical Report, Abschluss des Conceptual Designs

Beschreibung Reaktorsystem

Vereinfachtes Design eines integralen Druckwasserreaktors. Der Reaktorkern besteht aus 89 Standard LWR-Brennelementen von 2,4 m aktiver Länge mit 17x17 Brennstabgeometrie und einem Hüllrohr aus Optimized Zirlo. Der Reaktorkern wird mit einem metallischen Reflektor zur Verbesserung der Reaktivität umgeben, um eine Anreicherung des Brennstoff unter 5% bei gleichzeitig erhöhtem Abbrand realisieren zu können. Der Reaktorkern, acht Hauptkühlmittelpumpen, der Dampferzeuger sowie der Druckhalter sind im Reaktordruckbehälter untergebracht. Die Dampftrockung auf der Frischdampfseite im Sekundärkreislauf erfolgt außerhalb des Reaktordruckbehälters, wodurch die Höhe des Reaktordruckbehälter begrenzt bleibt.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Nutzung bekannter LWR-Technologie; Ausschluss eines großen Kühlmittelverluststörfalls durch integralen Reaktordruckbehälter; Unterbringung der Steuerelemente im Reaktordruckbehälter zur Vermeidung eines Ereignisses mit Stabauswurf; Gewährleistung der erforderlichen Sicherheitsfunktionen durch die Sicherheitssysteme ohne eine Wechselstromversorgung.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Zum Westinghouse SMR-Konzept finden sich keine neueren Informationen auf den Seiten der World Nuclear News.

6.2.2 Wassergekühlte Reaktoren (seegestützt)

6.2.2.1 ACPR50S

Tabelle 6-11: ACPR50S

Name	ACPR50S
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	China General Nuclear Power Group (CGNPC)
Land	China
Entwicklungsstand	In Entwicklung
Reaktortyp	PWR, FNPP
verwandte Systeme	S2W, KLT40S, RITM-200M
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	200
Leistung [MW elektrisch]	50
Wirkungsgrad [%]	25
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Wärmeversorgung, Meerwasserentsalzung, Ölbohrplattformen
Flächenbedarf [qm]	Installation auf See
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja [20-100]
Modularität	Ja (Standardisierte Herstellung in modularer Bauweise)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	40
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2
Anreicherung [%]	< 5
Zielabbrand [GWd/t]	< 52
Zykluslänge [Monate]	30
Brennelemente	37
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	k.A.
Primärdruck [MPa]	15,5
Primärtemperatur Eintritt [°C]	299,3
Primärtemperatur Austritt [°C]	321,8
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	7,2
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	2,2

Name	ACPR50S
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	16 Steuerelemente, brennbare Neutronengifte, Borsäure
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Sicherheitseinspeisung (SIS), automatische Druckentlastung (ADS), sekundärseitiges Wärmeabfuhrsystem (SHR), Containment-Druckentlastungssystem (CPS), Containment-Wärmeabfuhrsystem (CHR), Containment-Durchdringungsabschluss (CIS)
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Ein aktives und ein passives Notkühlsystem
Karenzzeiten	7 Tage bei Betrieb des Containment-Druckentlastung und -Wärmeabfuhr
EVA-Auslegung	Auslegung gegen extreme äußere Einwirkungen wie Taifune, Tsunami und Schiffskollisionen
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	Ja (Wasserstoffabbau und gefilterte Druckentlastung des Containments, CHE), keine Notwendigkeit für Evakuierungsmaßnahmen in der Umgebung
Containment	Einschluss des Reaktors in ein Containment von 870 Qubikmeter Volumen, Auslegungsdruck von 1,4 MPa.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	Gemeinsame Warte, gemeinsame technische Unterstützungssystem für jeweils zwei Reaktoren.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	Notstromdiesel
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Zwei Reaktoren verfügen über eine gemeinsame Warte, die nach HF-Gesichtspunkten ausgelegt ist. Eine Kompaktwarte ist für den Betrieb mit einer Person ausgelegt.
Leittechnik	Auslegung unter Berücksichtigung des Einzelfehlerkriteriums und von Diversitätsanforderungen
Weitere Besonderheiten	
	Der Reaktor ist auf einem Schiff unterhalb des Wasserspiegels untergebracht, Meerwasser dient als ultimative Wärmesenke und

Name	ACPR50S
	zur Abschirmung. Weitere Unterstützungsfunktionen befinden sich an Land.
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	CGN in Kooperation mit Shanghai Electric Power Group Group (Integration von digitalen Werkzeugen zur Konstruktion), mit China State Shipbuilding Cooperation (Schiffbau)
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten: 7.900 USD/kW_e[205]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 2009 Start der Entwicklungsarbeiten
- 2014 Abschluss der Gesamtkonzeption, Beginn theoretischer Test und Genehmigungsvorbereitung
- 2017-2018 Beginn der Beschaffung von Komponenten
- In 2018 geplant:
  - 2018-2019 vorläufige Sicherheitsuntersuchung und Antrag auf Baugenehmigung
  - 2020 geplante Einreichung des endgültigen Sicherheitsberichts und der Umweltverträglichkeitsprüfung
  - 2021 Fertigstellung Prototyp
- In 2020 geplant:
  - 2020 Fertigstellung des vorläufigen Designs

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines Druckwasserreaktors als seegestütze Anlage. Der Reaktorkern besteht aus 37 Standard LWR-Brennelementen von 2,2 m Länge mit 17x17 Brennstabgeometrie. Der primäre

[205] https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2016.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Kühlkreislauf umfasst zwei Loops mit Dampferzeugern, Hauptkühlmittelpumpen und einen Druckhalter. Die Wärme soll zunächst eine Turbine zur Stromerzeugung antreiben, die Restwärme zur Wärme- und Dampfversorgung von Haushalten und Industrie, verbleibende Restwärme soll dann noch zur Meerwasserentsalzung genutzt werden.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Durch das kompakte Design des primären Kühlkreislaufs wird die Wahrscheinlichkeit für einen großen Kühlmittelverluststörfall reduziert. Eine geringe Leistungsdichte bietet hohe Margen bei Transienten. Durch geringes sekundärseitiges Wasserinventar kein Wiederkritischwerden bei Leckstörfällen. Aufgrund des hohen Inventars des Druckhalters ist ein Sprühen zur betrieblichen Druckhaltung nicht erforderlich, bei Transienten mit Überdruck kann der Druck durch ein Druckhaltersicherheitsventil gesenkt werden. Die Kernkühlung und Aufborierung wird durch das Sicherheitseinspeisesystem (SIS) gewährleistet. Dieses besteht aus einer gravitationsgetriebenen Hochdruck- und Niederdruckeinspeisung sowie einer durch Gasdruck getriebenen Mitteldruck-Einspeisung. Die Einspeisung erfolgt im Wechselspiel mit der automatischen Druckentlastung (ADS). Das Containment soll eine Rückhaltung von Radioaktivität bei Auslegungsereignissen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen sicherstellen. Der Containment-Durchdringungs-abschluss (CIS) stellt den Einschluss sicher, das Containment-Druckentlastungssystem (CPS) reguliert den entsehenden Überdruck durch eine Kondensationskammer, die gereinigt und gekühlt wird. Das Containment-Wärmeabfuhrsystem (CHR) führt Wärme aus dem Containment ab, um einen langfristigen Druckanstieg zu verhindern. Damit soll eine Karenzzeit von bis zu 7 Tagen gewährleistet werden.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Zum ACPR50S-Konzept finden sich keine neueren Informationen auf den Seiten der World Nuclear News.

6.2.2.2 KLT-40S

Tabelle 6-12: KLT-40S

Name	KLT-40S
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	JSC “Afrikantov OKBM”, Rosatom
Land	Russland
Entwicklungsstand	In Betrieb
Reaktortyp	PWR, FNPP
verwandte Systeme	S2W, ACPR50S, RITM-200M
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	150
Leistung [MW elektrisch]	35
Wirkungsgrad [%]	23
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Wärmeversorgung, Meerwasserentsalzung, Ölbohrplattformen
Flächenbedarf [qm]	Installation auf See
Industrielle Serienfertigung	Nein
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja [10-100 mit 0,1% pro Sekunde]
Modularität	Nein
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	40
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	Uranoxid-Dispersionsbrennstoff in Silumin Matrix
Anreicherung [%]	18,6
Zielabbrand [GWd/t]	45,4
Zykluslänge [Monate]	30-36
Brennelemente	121
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	100
Primärdruck [MPa]	12,7
Primärtemperatur Eintritt [°C]	280
Primärtemperatur Austritt [°C]	316
Umwälzung	aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	4,8
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	2
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.
Sekundärsystem	

Name	KLT-40S
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Steuerelemente (aktive Auslösung, passiver Einfall bei SBO)
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Nachwärmeabfuhr über Kühlmitteltanks und Verdampfung, anschließend Nachwärmeabfuhr ans Meerwasser
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Zwei aktive Stränge (einer sekundärsseitig, einer primärseitig über 3. Wärmetauscher), zwei passive Stränge (sekundärseitig), Hoch- und Niederdruckeinspeisesysteme, Druckspeicher
Karenzzeiten	24 h (mit vorhandenen Tanks)
EVA-Auslegung	Erdbebenstärke 9 auf MSK, Flugzeugabsturz bis 10 t, Überflutungsschutz, Kollisionssschutz
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Stahlcontainment mit Druckabbausystem für max. Überdruck ausgelegt
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	N.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	2x35 MW Generatoren und 8x992 kW Backup-Diesel
Notstromversorgung	2x200 kW Diesel
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Zentrale Warte/Vor-Ort Schaltstellen
Leittechnik	k.A.
Weitere Besonderheiten	
	Brennstoffrückführung nach Russland
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	Izhorskiye Zavody OMZ Group (Reaktordruckbehälter), Baltic Shipyard (Bau des Schiffes),
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	Staatliche Finanzierung
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.

Name	KLT-40S
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	4-mal teuer als orig. Kostenschätzung: 2007: ca. 3.314 USD/kW_e bzw. 232 Mio. USD[206] 2015: ca. 10.571 USD/kW_e bzw. 740 Mio. USD[207] Kapitalkosten 3.314 USD/kW_e[208]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	166 USD/kW_e/Jahr[209]
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	200 USD/MWh[210]
Geplante Bauzeit	12 Jahre[211]

Entwicklungsgeschichte

- 1998 Start der Entwicklungsarbeiten (aus Eisbrecherantrieben hervorgegangen)
- 2002 Umweltverträglichkeitsprüfung
- 2003 erste Errichtungsgenehmigung
- 2007 Baustart
- 2012 Standortfestlegung
- 2017 Fertigstellung
- 2018 Erstkritikalität
- 2020 kommerzielle Inbetriebnahme

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines Druckwasserreaktors. Basiert auf einer Weiterentwicklung eines Reaktorkonzepts, dass in Russland für maritime Antriebe eingesetzt wird. Der Reaktor wird auf einer schwimmenden Plattform installiert und vollständig installiert zum Einsatzort transportiert. Abgebrannte Brennelemente werden an Bord gelagert.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Kompakter Aufbau für geringe Leitungsgrößen; passive Wärmeabfuhr bei Störfällen ans Meerwasser; Anlage für 2 m Eis ausgelegt.

[206] https://www.world-nuclear-news.org/NN-Russia_relocates_construction_of_floating_power_plant-1108084.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[207] https://wiseinternational.org/nuclear-monitor/872-873/smr-cost-estimates-and-costs-smrs-under-construction, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[208] (Nian und Zhong 2020, Tabelle 1).
[209] (Nian und Zhong 2020, Tabelle 1).
[210] Vgl. (NEA 2016, S. 13).
[211] https://www.worldnuclearreport.org/Russia-Connects-Worlds-First-Floating-Mini-Nuclear-Power-Plant-to-Grid.html, zuletzt geprüft 29.01.2021.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Im April 2020 hat das russische State Expert Examination Board (Glavgosexpertiza) der Errichtung von stationären Einrichtungen zur Unterstützung der Akademik Lomonosov im Pevek zugestimmt. Dies umfasst insbesondere auch den Bau eines stationären Docks.[212]

[212] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Russian-regulator-approves-infrastructure-work-for, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.2.3 RITM-200M

Tabelle 6-13: RITM-200M

Name	RITM-200M
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	JSC “Afrikantov OKBM”, Rosatom
Land	Russland
Entwicklungsstand	In Entwicklung
Reaktortyp	Integral PWR, FNPP
verwandte Systeme	S2W, ACPR50S, KLT-40S
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	175
Leistung [MW elektrisch]	50
Wirkungsgrad [%]	29
Einsatzbereiche	Stromerzeugung für entlegene Regionen (zusätzliche Anwendung zur Wärmebereitstellung und Meerwasserentsalzung möglich), Eisbrecher
Flächenbedarf [qm]	Installation auf See, an Land lediglich Stromverteilungssysteme erforderlich
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	Ja (zwei Module pro Einheit)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtwasser
Kühlmittel	Leichtwasser
Brennstoff	UO_2 pellet/hexagonal
Anreicherung [%]	< 20
Zielabbrand [GWd/t]	k.A.
Zykluslänge [Monate]	120
Brennelemente	241
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	100 (nach 10 Jahren)
Primärdruck [MPa]	15,7
Primärtemperatur Eintritt [°C]	277
Primärtemperatur Austritt [°C]	318
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	8,6
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	3,45

Name	RITM-200M
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	265
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	3,82
Sekundärtemperatur [°C]	295
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Steuerelemente, Abschaltelemente (aktive Auslösung, passiver Einfall bei SBO)
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Nachspeisung bei Kühlmittelverluststörfällen, passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Eine aktive Notkühlung wird über zwei jeweils einsträngige, unabhängige Kühlsysteme gewährleistet, von denen das eine System die Wärme über einen Dampferzeuger abführt, das andere über einen Wärmetauscher im Kühlmittelreinigungssystem. Eine dazu diversitäre, passive Notkühlung ist über ein zweisträngiges Notkühlsystem gewährleistet, bei dem die Wärme über einen ersten Wärmetauscher an die Umgebungsluft und über einen zweiten in Reihe geschalteten Wärmetauscher an eine Wasservorlage abgeführt wird. Nach Verdampfung der Wasservorlage ist die Luftkühlung alleine in der Lage, die Wärme zeitlich unbegrenzt nach außen abzuführen. Für Ereignisse mit Kühlmittelverlust steht ein zweisträngiges aktives und passives (Druckspeicher) Nachspeisesystem zur Verfügung.
Karenzzeiten	Bei Kühlmittelverluststörfällen mit vollständigem Ausfall der Energieversorgung 72 Stunden
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,3 g
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	Außenkühlung des Reaktordruckbehälters zur Stabilisierung einer Kernschmelze, Containment-Kühlsystem, Sicherheitsventile am Containment, autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren im Containment
Containment	Ja
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.

Name	RITM-200M
Leittechnik	k.A.
Weitere Besonderheiten	
	Berücksichtigung des Einzelfehlerprinzips in aktiven Systemen, räumliche Trennung von redundanten Strängen. Das Reaktormodul bleibt für 10 Betriebsjahre verschlossen, anschließend Brennstoffrückführung nach Russland. Bislang 400 Betriebsjahre Erfahrung mit Eisbrecher-Reaktoren
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	k.A.
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten: 3.9 Mio. USD/MW_e - 6.0 Mio. USD/MW_e[213]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	62 - 95 USD/MWh[214,215]
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- Aus Eisbrecherantrieben hervorgegangen
- 2016 erste Installation eines RITM auf dem Arktika Eisbrecher, gegenwärtig sechs Einheiten auf Eisbrechern installiert
- In 2020 geplant:
  - die Entwicklung von RITM-200M Einheiten, die auf einer schwimmenden Plattform installiert werden, ist mittelfristig geplant
  - eine kommerzielle Einheit könnte Mitte 2028 in Betrieb gehen (vgl. (IAEA 2020a), Anhang I, Fig. II-1)

Beschreibung Reaktorsystem

Beim RITM-200M handelt es sich um eine Weiterentwicklung des KLT-40S mit einer höheren Leistung bei gleichzeitig im Verhältnis geringerer Größe und Gewicht. Der Reaktorkern ist in einem weitgehend integralen Reaktordruckbehälter untergebracht. Die vier Dampferzeuger befinden sich

[213] https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2016.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[214] https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2016.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[215] https://iopscience.iop.org/article/10.1088/1742-6596/1683/4/042032/pdf, zu geprüft am 29.01.2021.

im Reaktordruckbehälter, die vier Hauptkühlmittelpumpen befinden sich extern zum Reaktordruckbehälter und sind über kurze Anschlussstutzen mit diesem verbunden. Der integrierte Druckhalter ist in zwei Segmente unterteilt, um bei Kühlmittelverluststörfällen den Kühlmittelverlust zu begrenzen. Der Reaktor wird auf einer schwimmenden Plattform installiert.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Ausschluss eines großen Kühlmittelverluststörfalls durch weitgehend integralen Reaktordruckbehälter; aktive und passive, redundante und diversitäre Sicherheitssysteme; Rückhaltung einer Kernschmelze im Reaktordruckbehälter; Doppelcontainment.

Weitere aktuelle Entwicklungen

FSUE Atomflot, ein Tochterunternehmen des russischen Herstellers Rosatom, hat mit dem Schiffbauer Zvezda LLC ein MoU zur Herstellung einer neuen Klasse von Eisbrechern unterzeichnet. Diese sollen mit zwei Reaktoren vom Typ RITM-400 ausgestattet werden.[216]

[216] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Russia-prepares-for-next-icebreaker-series, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.2.4 S2W (Submarin Plattform Second Generation Westinghouse)

Tabelle 6-14: S2W (Submarin Plattform Second Generation Westinghouse)

Name	S2W (Submarin Plattform Second Generation Westinghouse)
Quellen	(Hewlett und Duncan 1974)
Allgemeines	
Entwickler	Westinghouse Electric Company
Land	USA
Entwicklungsstand	Historisch
Reaktortyp	PWR, U-Boot-Antrieb
verwandte Systeme	S1W, Oak Ridge PWR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	70
Leistung [MW elektrisch]	10
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Leichtes Wasser
Kühlmittel	Leichtes Wasser

Entwicklungsgeschichte

- 1954 Inbetriebnahme
- 1979 Stilllegung

Beschreibung Reaktorsystem

Beim S2W-Reaktor handelte es sich gemäß (Hewlett und Duncan 1974) um einen Druckwasserreaktor zum Antrieb des weltweit ersten nuklearbetriebenen U-Bootes SSN-571 (USS Nautilus) der U.S. Marine. Ein erster Protoyp (Submarine Thermal Reactor Mark I) wurde im Idaho National Laboratory betrieben. Der Brennstoff bestand aus metallischem Uranbrennstoff in einem Hüllrohr aus einer Zirconiumlegierung und erlaubte einen Volllastbetrieb für etwa 900 Stunden.[217] Die Wärme wurde über den primären Kühlkreislauf an einen sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf übertragen. Der Dampf wurde einerseits über eine Turbine direkt zum Antrieb des U-Bootes, andererseits über einen Generator zur elektrischen Energieversorgung verwendet. Der entspannte Dampf wurde über einen Meerwasser-Kühlkreislauf kondensiert.

[217] https://www.globalsecurity.org/military/systems/ship/systems/s1w.htm, zuletzt aufgerufen 31.12.2020.

6.2.3 Hochtemperaturreaktoren

6.2.3.1 HTR-PM (High Temperature GCR - Pebble-Bed Module)

Tabelle 6-15: HTR-PM (High Temperature GCR - Pebble-Bed Module)

Name	HTR-PM (High Temperature GCR - Pebble-Bed Module)
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	Tsinghua Universität, Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET)
Land	China
Entwicklungsstand	In Bau
Reaktortyp	PBMR, HTGR
verwandte Systeme	Peach Bottom, AVR, THTR, HTR-10, PBMR-400
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	2x250
Leistung [MW elektrisch]	210
Wirkungsgrad [%]	42
Einsatzbereiche	Stromerzeugung
Flächenbedarf [qm]	Vergleichbar zu LWR
Industrielle Serienfertigung	Nein
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	Ja (2 Module, eine Turbine)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	40
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit
Kühlmittel	Helium
Brennstoff	UO_2–TRISO
Anreicherung [%]	8,5
Zielabbrand [GWd/t]	90
Zykluslänge [Monate]	Kontinuierlich
Brennelemente	420.000
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	0,007
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	Kontinuierlich
Primärdruck [MPa]	7
Primärtemperatur Eintritt [°C]	250
Primärtemperatur Austritt [°C]	750
Umwälzung	Aktiv (96 kg/s)
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	25
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	5,7

Name	HTR-PM (High Temperature GCR - Pebble-Bed Module)
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	800
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	13,25
Sekundärtemperatur [°C]	567
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	Brennelement, Primärkreis, Niederdruckcontainment
Reaktorschutzauslösungen	Abschaltsysteme, Abschaltung Heliumpumpe, Primär- und Sekundärkreisabschluss
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Steuerelemente (aktive Auslösung, passiver Einfall bei SBO) für heiß-unterkritischen Zustand, Abschaltkugeln (small absorber sphere, SAS) für kalt-unterkritischen Zustand
Reaktivitätskoeffizienten	Stark negative Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Passive Wärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Rein passive Wärmeabfuhr (Wärmeleitung, -strahlung)
Karenzzeiten	Tage (bis Maximaltemperatur bei KMV)
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,2 g
Präventive Notfallmaßnahmen	Containmentventing
Mitigative Notfallmaßnahmen	Keine externen Notfallmaßnahmen vorgesehen
Containment	Reaktorgebäude mit Venting
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	Modulweise Sicherheitssysteme, gemeinsame betriebliche Systeme
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Gemeinsame Steuerung von zwei Modulen
Leittechnik	Wie Leichtwasserreaktor
Weitere Besonderheiten	
	Aktives System zur Begrenzung von Wassereintritt aus Sekundärsystem bei Dampferzeugerschäden
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	Cinergy Co. Ltd. (Reaktordruckbehälter, Einbauten), INET (Brennstoff), Shanghai Electric Corporation (metallisch + RPV), Turbine: Shanghai Electric Corporation, Generator: Harbin Electric Corporation, EPC &Architect Engineer: Cinergy Co. Ltd
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	

Name	HTR-PM (High Temperature GCR - Pebble-Bed Module)
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	110-120% eines PWR, Kapitalkosten 3.270 USD/kW_e[218], Konstruktionskosten 2.6 Mio. USD/MW_e[219]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	164 USD/kW_e/Jahr[220]
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	73 USD/MWh (0,48 CNY/kWh)
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 1992 Bau und Betrieb eines HTR-10 in China
- 2001 Beginn Entwicklung HTR-PM
- 2008 Abschluss des Basic Design
- 2008-2009 Prüfung des vorläufigen Sicherheitsberichts
- 2012 Baubeginn
- In 2018 geplant:
  - Inbetriebnahme für 2019 angekündigt. Planungen für größere Gesamtsysteme auf Modulbasis laufen (bis zu 1000 MW).
- In 2020 geplant:
  - Q4 2020 Inbetriebnahmetests Primärkreislauf
  - 2021 Inbetriebnahme

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors. Der Reaktorkern besteht aus TRISO-Partikeln, die in Graphit-Kugeln eingebettet werden. Die Graphit-Kugeln bilden eine lose Schüttung im Reaktordruckbehälter. Im Inneren der Schüttung befindet sich ein Graphit-Reflektor. Die Schüttung ist von einem äußeren Graphit-Reflektor umgeben. Die Brennelemente werden von oben befüllt und verlassen den Reaktorkern am Boden. Die Kühlung erfolgt über einen Heliumkreislauf, die Wärme wird in einem externen Wärmetauscher an den sekundären Kühlkreislauf übertragen.

[218] (Nian und Zhong 2020, Tabelle 1).
[219] https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/48/078/48078639.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[220] (Nian und Zhong 2020, Tabelle 1).

Das kalte Helium tritt über den äußeren Reflektor in den Reaktordruckbehälter ein und durchströmt die Kügelschüttung von oben nach unten.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Hohe Wärmekapazität; geringe Überschussreaktivität; geringe Aktivität im Primärkreislauf; Einschluss der Aktivität im Brennstoff bei allen Reaktivitäts- und Kühlmittelverluststörfällen; Folgen von Luft- oder Wassereinbruch in Primärkühlkreislauf abhängig von Umfang der Leckagen.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Im März 2020 wurden Arbeiten am Primärkreis des zweiten Reaktormoduls abgeschlossen.[221] Im Oktober und November 2020 wurden Kalttests an den Primärkreiskomponenten der beiden Module durchgeführt, mit denen sichergestellt werden soll, dass Schweißnähte, Verbindungen und Rohrleitungen des Reaktorkühlsystems die geforderten Qualitätsansprüche erfüllen.[222] Im Anschluss wurde mit Heißtest begonnen, die über circa zwei Monate hinweg durchgeführt werden sollen.[223]

[221] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Key-components-of-second-HTR-PM-reactor-connected, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[222] https://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/china-kalttests-beim-zweiten-modul-des-htr-pm-abgeschlossen, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[223] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Hot-functional-testing-of-HTR-PM-reactors-starts, zuletzt aufgerufen 29.01.2021.

6.2.3.2 PBMR-400

Tabelle 6-16: PBMR-400

Name	PBMR-400
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	Pebble Bed Modular Reactor SOC Ltd
Land	Südafrika
Entwicklungsstand	Entwicklung unterbrochen
Reaktortyp	PBMR, HTGR
verwandte Systeme	Peach Bottom, AVR, THTR, HTR-10, HTR-PM
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	400
Leistung [MW elektrisch]	165
Wirkungsgrad [%]	40
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Prozesswärme
Flächenbedarf [qm]	4.200 (Hauptstruktur)
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja [40-100]
Modularität	Ja (Mehrere Module an einem Standort)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	40
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit
Kühlmittel	Helium
Brennstoff	UO_2-TRISO oder WPu-TRISO
Anreicherung [%]	9,6
Zielabbrand [GWd/t]	92 (in Abhängigkeit vom Brennstoffzyklus)
Zykluslänge [Monate]	Kontinuierlich
Brennelemente	452.000
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	Kontinuierlich
Primärdruck [MPa]	9
Primärtemperatur Eintritt [°C]	500
Primärtemperatur Austritt [°C]	900
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	30
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	6,2
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	1250
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser

Name	PBMR-400
Sekundärdruck [MPa]	12
Sekundärtemperatur [°C]	540
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	Brennelement, Heliumkreislauf, Confinement
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	negative Reaktivitätskoeffizienten, zwei unabhängige und diversitäre Systeme (Steuerelemente im äußeren Reflektor, Reserveabschaltsystem aus borierten Graphitstäben im zentralen Reflektor)
Reaktivitätskoeffizienten	Stark negativer Temperaturkoeffizient
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Bei Verlust der Kernkühlung wird die Nachwärme über passive Wärmeleitung an das Kühlsystem für die Reaktorgrube übertragen. Dort wird ein Wasservorrat verdampft. Damit kann die Nachwärme für einen definierten Zeitraum passiv abgeführt werden. Mittels eines aktiven Systems zum Wiederauffüllen der Reaktorgrube kann die Nachwärme unbegrenzt abgeführt werden.
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,4 g
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	Keine externen Notfallmaßnahmen vorgesehen
Containment	Reaktorconfinement mit ggf. erforderlichem gefilterem Venting
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Leistungssteuerung erfolgt über die Steuerung des Helium-Massenstroms durch das Helium-Inventarsystem und Bypass-Ventile.
Weitere Besonderheiten	
	Wahrscheinlichkeit für Ereignisse mit verzögerter Freisetzung kleiner 10^{-5} pro Jahr.
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die die Produktion	k.A.
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	

Name	PBMR-400
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	k.A.
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- Weiterentwicklung des deutschen AVR-Konzepts
- 1993 Beginn der Arbeiten in Südafrika
- Seit 1996 verschiedene Konzeptschritte mit jeweils gesteigerter Leistung von ursprünglich 200 MW_{th} auf nunmehr 400 MW_{th} für ein besseres Verhältnis der Investitionskosten pro installiertem kW. Ursprünglich war ein Baubeginn in 1999 geplant
- 2002 Demonstration eines geschlossenen Helium-Brayton-Kühlkreislaufs in verkleinertem Maßstab
- 2006 Inbetriebnahme einer Helium-Testanlage für Komponenten in Originalgröße
- 2007 Inbetriebnahme einer Brennstofffertigung
- 2009 Start von Bestrahlungstest von Brennstoffpartikeln am INL
- Nach der Finanzkrise 2008 wurden die Entwicklungsarbeiten eingestellt
- In 2016 wurden Arbeiten für ein HTR-Konzept mit sekundärem Kühlkreislauf gestartet (AHTR-100), jedoch 2019 auch wieder eingestellt

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors. Der Reaktorkern besteht aus TRISO-Partikeln, die in Graphit-Kugeln eingebettet werden. Die Graphit-Kugeln bilden eine lose Schüttung von 11 m Höhe im Reaktordruckbehälter. Im Inneren der Schüttung befindet sich ein Graphit-Reflektor mit einem Durchmesser von 2 m. Der Außendurchmesser der Schüttung beträgt 3,7 m. Die Schüttung ist von einem äußeren Graphit-Reflektor umgeben. Die maximale Brennelementleistung liegt bei 2,7 kW, die maximale Brennelementtemperatur im Betrieb bei 1.100°C. Die Brennelemente werden von oben befüllt und verlassen den Reaktorkern am Boden. Sie durchlaufen im Mittel sechs mal den Reaktor, bevor sie ihren Zielabbrand erreicht haben. Die Kühlung erfolgt über einen Heliumkreislauf, der direkt die Turbine antreibt. Das kalte Helium tritt über

den äußeren Reflektor in den Reaktordruckbehälter ein und durchströmt die Kugelschüttung von oben nach unten.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Inhärente Sicherheitseigenschaften; Ausschluss einer Kernschmelze durch passive Wärmeabfuhr bei Verlust der Kühlung; Möglichkeiten für einen Wassereinbruch aufgrund des Designs ausgeschlossen; Lufteinbruch durch Designmaßnahmen begrenzt; geringe Anzahl an erforderlichen Sicherheitssystemen; keine Notwendigkeit für Evakuierungen oder Umsiedlungen bei allen zu unterstellenden Ereignisabläufen; geringe Überschussreaktivität durch kontinuierlichen Brennelementwechsel.

Weitere aktuelle Entwicklungen

In Südafrika wurde zwischen 1993 und 2010 das Pebble Bed Modular Reactor (PBMR) Konzept verfolgt. Nach Einstellung der Entwicklungsarbeiten in 2010 ging das geistige Eigentum an ESKOM über. Dieses sucht nun nach Investoren, die die Entwicklungsarbeiten am PBMR wieder aufnehmen möchten.[224]

[224] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Eskom-seeks-interest-in-PBMR-commercialisation, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.3.3 Peach Bottom

Tabelle 6-17: Peach Bottom

Name	Peach Bottom
Quellen	(Öko-Institut e.V. 2017; Ramana 2016; IAEA 2020f)
Allgemeines	
Entwickler	Excelon Generation Co.
Land	USA
Entwicklungsstand	Historisch
Reaktortyp	PBMR, HTGR
verwandte Systeme	Fort St. Vrain, MMR, U-Battery
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	115
Leistung [MW elektrisch]	40
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit
Kühlmittel	Helium

Entwicklungsgeschichte

- 1962 Baubeginn
- 1966 Erstkritikalität
- 1967 Inbetriebnahme
- 1974 Ausserbetriebnahme

Beschreibung Reaktorsystem

Nach der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2017) war der Reaktor in Peach Bottom der erste kommerzielle Hochtemperaturreaktor in den USA. Der Reaktorkern wurde mit prismatischen Brennelementen betrieben. Nach zwei Monaten musste der Reaktor aufgrund von Problemen am Dampferzeuger abgeschaltet werden. Kurz nach Wiederinbetriebnahme 1967 wurde der Reaktor wegen erhöhter Radioaktivität im Heliumkreislauf aufgrund von Brennelementversagen 1968 wieder abgeschaltet. Nach Ersatz wurde der Reaktor wieder angefahren, aber im selben Jahr mussten 11 weitere Brennelemente ersetzt werden. 1969 wurde der Reaktor mit frischen Brennelementen wieder angefahren, aber wiederum kam es zu erhöhter Radioaktivität im Helium, der Reaktor wurde jedoch bei geringerer Leistung (geringere Temperatur) weiterbetrieben. Der Reaktor wurde im Oktober 1969 abgeschaltet, diesmal hatten weitere 78 Brennelemente versagt. 1970 ging der Reaktor wieder in Betrieb, diesmal mit einem veränderten Brennelementdesign, deren Betrieb zufriedenstellender war. Allerdings wurde aus kommerziellen Erwägungen 1974 der Betrieb eingestellt, als die Brennelemente des Kerns durch frische ersetzt werden mussten. Es kam zu

einem Öleinbruch in den Reaktor, der erst bei Inspektion der Brennelemente auffiel und vom Sicherheitssystem unentdeckt blieb. Ebenfalls waren alle Flächen des Reaktorkreislaufs mit einer Graphitschicht bedeckt, die Cäsium und Strontium enthielt.

6.2.3.4 THTR (Thorium-Hochtemperaturreaktor)

Tabelle 6-18: THTR (Thorium-Hochtemperaturreaktor)

Name	THTR (Thorium-Hochtemperaturreaktor)
Quellen	(Öko-Institut e.V. 2017; IAEA 2020f)
Allgemeines	
Entwickler	Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH
Land	Deutschland
Entwicklungsstand	Historisch
Reaktortyp	PBMR, HTGR
verwandte Systeme	Peach Bottom, AVR, HTR-10, HTR-PM, PBMR-400
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	760
Leistung [MW elektrisch]	300
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit
Kühlmittel	Helium

Entwicklungsgeschichte

- 1971 Baubeginn
- 1983 Erstkritikalität
- 1987 kommerzieller Leistungsbetrieb
- 1988 Ausserbetriebnahme

Beschreibung Reaktorsystem

Gemäß der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2017) begann der Bau des Thorium-Hochtemperaturreaktors THTR 1971, er wurde jedoch erst 1983 in Betrieb genommen. Eine erste Stromerzeugung erfolgte 1987. 1988 wurde der Reaktor wieder außer Betrieb genommen, da die Finanzierungsrisiken staatlicherseits nicht übernommen wurden. Wie auch bei anderen Hochtemperaturreaktoren gab es große Probleme durch Graphitstaub im Reaktor. Bei einem fehlgeschlagenen Versuch, den Staub aus dem Reaktor zu entfernen, kam es zu geringer radioaktiver Freisetzung in die Umgebung. Der Graphitstaub ist zum Teil durch zerbrochene Brennelementkugeln beim erzwungenen Einfahren der Kontrollstäbe in den Reaktor verursacht worden. Eine der zerbrochenen Kugeln verkantete sich 1985 in einem Rohr und verhinderte die kommerzielle Inbetriebnahme, einer der Gründe für die lange Inbetriebnahmezeit des Reaktors. Ebenfalls entsprach der Kugelfluss durch den Reaktor nicht den Vorhersagen, die Kugeln im Reaktorkern bewegten sich viel schneller, die Kugeln am Rand viel langsamer. Eine Inspektion der Heißgasröhren zwischen Reaktor und Dampferzeuger stieß auf Schäden an Bolzen und anderen

Komponenten. Mit dem THTR endete die Entwicklung der HTR Technologie in Deutschland, die Technologie wurde jedoch nach Südafrika (vgl. Kapitel 6.2.3.2) und China (vgl. Kapitel 6.2.3.1) weiterverkauft.

6.2.3.5 Xe-100

Tabelle 6-19: Xe-100

Name	Xe-100
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	X Energy
Land	USA
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	PBMR, HTGR
verwandte Systeme	Peach Bottom, AVR, THTR, HTR-10, HTR-PM, PBMR-400
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	200
Leistung [MW elektrisch]	82,5
Wirkungsgrad [%]	41
Einsatzbereiche	Prozesswärme, Meerwasserentsalzung, Strom und Kraft-Wärme-Kopplung
Flächenbedarf [qm]	130.900 (4 Reaktor-Module, mit 4 Turbinen)
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja [40-100]
Modularität	Ja (Mehrere Module an einem Standort, einzelne Module wiederum aus modularen Komponenten zusammengestellt)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit
Kühlmittel	Helium
Brennstoff	UCO TRISO
Anreicherung [%]	15,5
Zielabbrand [GWd/t]	165
Zykluslänge [Monate]	Kontinuierlich
Brennelemente	220.000
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	0,007
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	Kontinuierlich
Primärdruck [MPa]	6
Primärtemperatur Eintritt [°C]	260
Primärtemperatur Austritt [°C]	750
Umwälzung	aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	16,4
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	4,88
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	274

Name	Xe-100
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	16,5
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	k.A.
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	Brennelement, Primärkreis, Reaktorgebäude
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Negative Reaktivitätskoeffizienten, Steuerelemente (eine Bank mit neun Steuerelementen aus B_4C für betriebliche Reaktivitätskontrolle, eine unabhängige weitere Bank mit neun Steuerelementen für Abschaltung, beide jeweils ausreichend für Unterkritikalität, für Revisionszustände mit Kerntemperaturen von 100°C werden beide Bänke eingefahren)
Reaktivitätskoeffizienten	Stark negativer Temperaturkoeffizient
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Rein passive Notkühlung (Wärmeleitung, -strahlung), durch optimierte Reaktorkerngeometrie, Brennstoffbeladung und Anfangsanreicherung, durch geringe Leistungsdichte (4,8 MW/m^3) und hohe Wärmekapazität auch bei Verlust des Kühlsystems für die Reaktorgrube bei gleichzeitigem Verlust der Stromversorgung und des Kühlmittels (Depressurized Loss of Forced Cooling, DLOFC)
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,5 g
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Reaktorgebäude mit gefiltertem Venting bei Kühlmittelverluststörfällen
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Drei gestaffelte Systeme
Weitere Besonderheiten	
	Als Sicherheitsfunktionen/-system sind eingestuft: die Brennelemente, das Reaktorschutzsystem, der Reaktordruckbehälter und die Reaktorkernstrukturelemente, das Reaktorgebäude. Der abgebrannte Brennstoff wird während der

Name	Xe-100
	Lebensdauer der Anlage in Behältern auf dem Anlagengelände gelagert.
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	k.A.
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	k.A.
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	84 USD/ MWh[225]
Geplante Bauzeit	2,5-4 Jahre[226]

Entwicklungsgeschichte

- 2019 Abschluss des Conceptual-Designs
- In 2020 geplant:
  - 2021 Abschluss des Detailed Designs, Genehmigungsantrag bei der U.S. NRC
  - 2025 Baubeginn

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors. Der Reaktorkern besteht aus TRISO-Partikeln, die in Graphit-Kugeln eingebettet werden. Die Urancarbid-Partikel sind mit 425 µm geringfügig kleiner als übliche UO_2-TRISO-Partikel mit 500 µm. Die Graphit-Kugeln bilden eine lose Schüttung im Reaktordruckbehälter. Die maximale Brennelementtemperatur im Betrieb liegt bei 1.100°C. Die Brennelemente werden von oben befüllt und verlassen den Reaktorkern am Boden. Sie durchlaufen im Mittel sechs Mal den Reaktor, bevor sie ihren Zielabbrand erreicht haben. Die Kühlung erfolgt über einen Heliumkreislauf, die Wärme wird in einem externen Wärmetauscher an den sekundären Kühlkreislauf übertragen. Das kalte Helium tritt über den äußeren Reflektor in den Reaktordruckbehälter ein und durchströmt die Kugelschüttung von oben nach unten.

[225] http://local.ans.org/dc/wp-content/uploads/2014/01/ANS_Xe-100-Overview_04052017.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[226] https://www.reutersevents.com/nuclear/doe-funding-propels-us-towards-first-advanced-fuel-factory-2023, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Die Eigenschaften des Brennstoffs sollen eine Kernschmelze mit Freisetzungen bei allen Ereignisabläufen inhärent ausschließen. Aufgrund kontinuierlicher Brennelementwechsel ist die Überschussreaktivität mit weniger als 2% geringe und dadurch ein Verzicht auf abbrennbare Neutronengifte bei gleichzeitig ausreichenden Abschaltmargen möglich. Auch bei Wassereinbruch in den Reaktor ist noch die Abschaltbarkeit gewährleistet. Ein Brennstoffschmelzen ist bis 3920°C ausgeschlossen. Auch beim schwersten anzunehmenden Unfall (Depressurized Loss of Forced Coolant, DLOFC) tritt kein Brennstoffschaden ein. Es sind keine Personaleingriffe für die sichere Abschaltung des Reaktors erforderlich.

Weitere aktuelle Entwicklungen

X-energy LLC hat einen Zuschlag des U.S. DoD für USD 14,31 Mio. zur Entwicklung eines mobilen Mikroreaktors für militärische Einsatzzwecke erhalten.[227]

Der von X-energy hergestellte TRISO-X-Brennstoff soll 2020 im MITR-Testreaktor des Massachusetts Institute of Technology (MIT) bestrahlt und anschließend in den dortigen Laboratorien Nachbestrahlungsuntersuchungen unterzogen werden. Damit werde eine wichtige Voraussetzung für die spätere Genehmigung von TRISO-X erfüllt.[228]

X-energy wird gemeinsam mit dem japanischen Nuclear Fuel Industries (NFI) den Brennstoff für den japanischen Hochtemperatur-Testreaktor (HTTR) herstellen.[229]

Im Juli 2020 hat X-energy ein Vendors Design Review bei der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC beantragt.[230]

[227] https://world-nuclear-news.org/Articles/US-Defense-Department-awards-microreactor-contract, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[228] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/X-energy-TRISO-X-fuel-to-be-irradiated-at-MIT, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[229] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/X-energy-and-NFI-team-up-to-supply-HTGR-fuel, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[230] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/X-energy-makes-Canadian-SMR-review-submission, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.4 Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum

6.2.4.1 4S (Super-Safe, Small and Simple Reactor)

Tabelle 6-20: 4S (Super-Safe, Small and Simple Reactor)

Name	4S (Super-Safe, Small and Simple Reactor)
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a; 2020d)
Allgemeines	
Entwickler	Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation
Land	Japan
Entwicklungsstand	In Entwicklung
Reaktortyp	SFR
verwandte Systeme	EBR-II, BN-600, BN-800
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	2 Designvarianten: 30/135
Leistung [MW elektrisch]	2 Designvarianten: 10/50
Wirkungsgrad [%]	2 Designvarianten: 33/37
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, entlegene Regionen, Wasserstoffproduktion denkbar, Meerwasserentsalzung
Flächenbedarf [qm]	157.000
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	k.A.
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Schnell
Moderator	-
Kühlmittel	Natrium
Brennstoff	U-10Zr-Alloy
Anreicherung [%]	17
Zielabbrand [GWd/t]	34
Zykluslänge [Monate]	360 oder 120
Brennelemente	18
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	N.A.
Primärdruck [MPa]	0,2
Primärtemperatur Eintritt [°C]	355
Primärtemperatur Austritt [°C]	510
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	24
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	3,5

Name	4S (Super-Safe, Small and Simple Reactor)
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	86
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Natrium
Sekundärdruck [MPa]	Niedrig
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	10,8
Sekundärtemperatur [°C]	453
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Bewegliche Reflektoren für Kompensation des Abbrands (erstes Abschaltsystem), feste Absorber, Abschaltstab (zweites unabhängiges Abschaltsystem, Hafnium)
Reaktivitätskoeffizienten	Negative Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Zwei passive Notkühlsysteme bei Unverfügbarkeit des tertiären Kühlkreislaufs, das zusätzliche Reaktorbehälter-Kühlsystem (RVACS) und das zusätzliche Zwischenkühlsystem (IRACS)
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Seismische Entkopplung des Reaktorgebäudes, Wasserdichte Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Überflutung von außen
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Einschluss des Primärsystems in eine Schutzhülle (Guard Vessel, GA) und den Reaktordom
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	N.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	Haupt- und Reservenetzanschluss
Notstromversorgung	Zwei Notstromdiesel, Batterien
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Betriebliche und Sicherheitsleittechnik
Weitere Besonderheiten	
	Doppelwandige Dampferzeuger-Heizrohre mit Überwachungsfunktion, um eine Wasser-Natrium-Reaktion bei Heizrohrversagen auszuschließen. Eine Kernumladung ist während der geplanten Betriebszeit von 30 Jahren nicht erforderlich, kein Brutmantel um Reaktorkern, „Walk-away“-Safety, unterirdische Bauweise
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	CRIEPI und Toshiba Cooperation in Japan, Sstar und Westinghouse in den USA

Name	4S (Super-Safe, Small and Simple Reactor)
Absatzmärkte	k.A.
Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten: 2.500 USD/kW$_e$[231]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	0,05–0,07 USD/kWh[232]
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	12 Monate[233]

Entwicklungsgeschichte

- 2007 Gespräche zur Vorprüfung mit der U.S. NRC gestartet
- 2008 öffentliche Treffen im Rahmen Genehmigungs-Vorprüfung
- 2013 Einreichung von 14 technischen Berichten bei der U.S. NRC

Beschreibung Reaktorsystem

Vereinfachtes Design eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors vom Pool-Typ. Der Reaktorkern ist aus metallischem Brennstoff aufgebaut, auf einen Brutmantel soll verzichtet werden. Der primäre Kühlkreislauf befindet sich vollständig im Reaktorbehälter und umfasst u. a. die Wärmetauscher, elektromagnetische Pumpen, Reflektoren und den Abschaltstab. Der bewegliche Reflektor umgibt den Reaktorkern und kompensiert den Abbrand über die Lebensdauer der Anlage. Ein Zwischenkühlsystem überträgt die Wärme an einen tertiären Kühlkreislauf. Der Reaktorbehälter ist von einer Schutzhülle (Guard-Vessel) umgeben, die bei einem Natriumleck die Kernbedeckung sicherstellt. Die Schutzhülle ist gegen Natriumbrände mit Stickstoff inertisiert.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Vereinfachtes Design; unterirdische Bauweise; passive Nachwärmeabfuhr; Leck-vor-Bruch-Konzept. Beim vollständig passiven RVACS wird die im Reaktor anfallende Nachwärme über eine passive Luftströmung von der Außenseite des Guard-Vessel abgeführt, zwei Schornsteine erzeugen den nötigen Luftzug. Beim IRACS wird die Wärme aus dem Zwischenkühlsystem an eine aktiv oder passiv betriebene Luftkühlung abgeführ.t

[231] https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[232] https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[233] https://aris.iaea.org/PDF/4S.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Zum 4S-Konzept finden sich keine neueren Informationen auf den Seiten der World Nuclear News.

6.2.4.2 ARC-100

Tabelle 6-21: ARC-100

Name	ARC-100
Quellen	(IAEA 2020a)
Allgemeines	
Entwickler	ARC Nuclear Canada Inc.
Land	Kanada
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	SFR
verwandte Systeme	EBR-II, BN-600, BN-800
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	286
Leistung [MW elektrisch]	100
Wirkungsgrad [%]	35
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, entlegene Regionen, Prozesswärme, Meerwasserentsalzung
Flächenbedarf [qm]	56.000
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	k.A.
Personalbedarf	Sehr geringe Personalanforderungen aufgrund passiver Selbstregulierung.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Schnell
Moderator	-
Kühlmittel	Natrium
Brennstoff	UZr-Alloy
Anreicherung [%]	13,1
Zielabbrand [GWd/t]	77
Zykluslänge [Monate]	240
Brennelemente	99
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	N.A.
Primärdruck [MPa]	Drucklos
Primärtemperatur Eintritt [°C]	355
Primärtemperatur Austritt [°C]	510
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	15,6
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	7,6
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.

Name	ARC-100
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Natrium
Sekundärdruck [MPa]	Niedrig
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	Schnellabschaltung und Nachwärmeabfuhr aus Steuerungs- und Überwachungssystem (DCIS)
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Zwei als Sicherheitssystem klassifizierte Abschaltsysteme: 6 Steuerelemente, von denen 5 den Reaktor aus allen Betriebszuständen kalt unterkritisch machen können. Dieses System wird auch zur betrieblichen Reaktivitätskontrolle eingesetzt. Ein zweites Abschaltsystem besteht aus 3 Abschaltstäben, von denen wiederum 2 in der Lage sein müssen, den Reaktor in den kalt unterkritischen Zustand zu versetzen
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Leistungssteuerung (Lastfolge), passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Nachwärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke, zwei unabhängige weitere Nachkühlsysteme: über ein Direktes Reaktor-Hilfskühlsystem (DRACS) soll durch drei mit einer Natriumsalzschmelze gefüllte Kühlstränge die Nachzerfallsleistung an einen luftgekühlten Wärmetauscher übertragen werden. Die Luftkühlung kann passiv oder aktiv betrieben werden. Über das Hilfs-Kühlsystem des Reaktorbehälters (RVACS) soll die Nachzerfallsleistung rein passiv durch Luft-Naturumlauf zwischen dem Reaktorbehälter und der Schutzhülle abgeführt werden.
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	k.A.
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Einschluss des Primarsystems in eine Schutzhülle (Guard Vessel, GA) für den Fall eines Natriumlecks am Reaktorbehälter, Einschluss des Gesamtsystems in ein Containment, dessen erforderliche Einschlussqualität zu einem späteren Zeitpunkt auf der Basis von Sicherheitsanalysen bestimmt werden soll.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	N.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	Niederspannungsversorgung für Steuerungs- und Überwachungssystem DCIS
Leittechnik/Überwachung	

Name	ARC-100
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Ein vierstrangiges Steuerungs- und Überwachungssystem (DCIS), das auch bei gleichzeitiger Instandhaltung und Einzelfehler zuverlässig arbeiten soll, dient zur automatischen Abschaltung des Reaktors und zur Einleitung der Nachwärmeabfuhr über DRACS/RVACS. Das Niederspannungssystem verfügt in jedem Strang über eine getrennte elektrische Versorgung.
Weitere Besonderheiten	
	Ein Überdruckversagen des sekundären Kühlkreislaufs bei einem Dampferzeugerheizrohrleck soll durch Berstscheiben vermieden werden. Ein Monitoring-System soll die Argon-Schutzatmosphäre auf Aktivität überwachen, um Brennstoffschäden oder Kritikalitätsstörfälle detektieren zu können. Eine Kernumladung ist während der geplanten Betriebszeit von 20 Jahren nicht erforderlich. Inhärente Sicherheit; „Walk-away"-Safety.
Ökonomie	
Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	AECOM (Architectur und Ingeneur Service), Centrus Energy Cooperation (Kerntechnische Anbieter)
Absatzmärkte	k.A.
Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten 5.000 USD/kW_e[234]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	50-60 USD/MWh[235]
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 2020 Abschluss des Grundkonzepts
- In 2020 geplant:
  - 2022 Fertigstellung des detaillierten Designs
  - 2025 Baubeginn Prototyp

[234] https://www.reutersevents.com/nuclear/ebr-ii-experience-aided-arc-100-smr-design-review, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[235] https://static1.squarespace.com/static/5b980789a9e0284111acc818/t/5bffefa60ebbe8bc1dd4250c/1543499704783/arc-100-product-brochure.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

– 2028 Inbetriebnahme Prototyp

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors vom Pool-Typ. Der Reaktorkern besteht aus metallischem Uranbrennstoff mit einem 10%igen Zirkoniumanteil. Er ist aus Brutbrennelementen, Stahlelementen und Abschirmungselementen zusammengesetzt. Der Reaktorkern, vier Kühlmittelpumpen sowie die zwei primären Wärmetauscher befinden sich im mit Natrium gefüllten primären Reaktorbehälter. Die Wärme wird durch die primären Wärmetauscher an einen ebenfalls im Reaktorbehälter oberhalb des Reaktorkerns befindlichen zweiten Natriumpool übertragen. Von dort führt der sekundäre Kühlkreislauf die Wärme an die Dampferzeuger, welche sich in einem getrennten Gebäude befinden.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Das Konzept definiert für sich fünf gestaffelte Sicherheitsebenen: die Vermeidung von Betriebsstörungen durch hohe Sicherheitsmargen, der Schutz bei Betriebsstörungen durch die thermische Trägheit des Systems, die Beherrschung von Störfällen durch diversitäre und redundante Systeme, die Kontrolle von schweren Störfällen durch passive und inhärente Eigenschaften des Systems und eine Auslegung der Anlage so, dass auch bei Unfällen Eingriffe des Betriebspersonals oder eine externe Energieversorgung nicht erforderlich werden. Eine Evakuierung von Personen außerhalb des Anlagengeländes soll in keinem Fall erforderlich sein.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Advanced Reactor Concepts hat mit den Firmen New Brunswick Power (NB Power) und Moltex Energy eine Vereinbarung zur gemeinsamen Entwicklung von SMR-Konzepten in Kanada geschlossen.[236]

[236] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-collaborations-move-SMR-plans-forwards, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.4.3 BREST-OD-300

Tabelle 6-22: BREST-OD-300

Name	BREST-OD-300
Quellen	(IAEA 2020a)
Allgemeines	
Entwickler	NIKIET
Land	Russland
Entwicklungsstand	In Entwicklung
Reaktortyp	LFR
verwandte Systeme	EBR-II, BN-600, BN-800
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	700
Leistung [MW elektrisch]	300
Wirkungsgrad [%]	43
Einsatzbereiche	Experimentalreaktor für die Entwicklung bleigekühlter Schneller Reaktoren, zur Überprüfung passiver Sicherheitseigenschaften sowie zur Demonstration einer Brutrate größer eins. Weiterhin soll die Lebensdauer zentraler Komponenten unter realen Betriebsbedingungen ermittelt werden.
Flächenbedarf [qm]	6.400 für das Reaktorgebäude
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	k.A.
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	30
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Schnell
Moderator	-
Kühlmittel	Blei
Brennstoff	(U,Pu)N
Anreicherung [%]	< 14,5 (Pu-Gehalt in abgereichertem U)
Zielabbrand [GWd/t]	61,45
Zykluslänge [Monate]	30-50
Brennelemente	169
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	k.A.
Primärdruck [MPa]	0,02
Primärtemperatur Eintritt [°C]	420
Primärtemperatur Austritt [°C]	535
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	17,5
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	26

Name	BREST-OD-300
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	27.000
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	Unterkritisch
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Steuerelemente, Abschaltelemente
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Notkühlung durch Naturumlauf im primären Kühlkreislauf und Wärmeabfuhr über in das primäre Kühlmittel eingebettetes viersträngiges Rohrleitungssystem mit einer passiven Luftkühlung
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Erdbebenauslegung für Stärkegrad VII nach MSK 64
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Der Reaktorbehälter stellt den Einschluss der Radioaktivität sicher, ein Schutz gegen Einwirkungen von außen wird durch das Reaktorgebäude gewährleistet.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	N.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	Notstromdiesel
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Überwachung von Kühlmitteltemperatur, Kühlmittel-Füllstand, Sauerstoff- und Aktivitätsgehalt des Kühlmittels sowie der Schutzgasatmosphäre.
Weitere Besonderheiten	
	Ziel ist ein Ausschluss schwerer Unfälle und das Schließen des Brennstoffkreislaufs
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	Titan-2 (Reaktorhaus, Turbine, Infrastructur, Subunternehmen Rosatom)
Absatzmärkte	k.A.

Name	BREST-OD-300
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten 1.260 USD/kW$_e$, Infrastrukturkosten für erstes Kraftwerk werden angeben mit zusätzlichen 412 Mio. USD[237]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 1995 Start der Entwicklungsarbeiten, Erfahrungen aus Blei-Bismut gekülten U-Boot-Reaktoren
- 2002 Machbarkeitsstudie für eine Anlage mit Vor-Ort-Wiederaufarbeitung
- 2016 Design-Studie für den Standort Tomsk.
- In 2020 geplant:
  - 2020 Baubeginn
  - 2026 Inbetriebnahme

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines bleigekühlten Schnellen Reaktors vom Pool-Typ. Der Reaktorbrennstoff besteht aus einem Uran-Plutonium-Nitrid-Brennstoff. Der Reaktorkern und der komplette primäre Kühlkreislauf befinden sich im Reaktorbehälter. Der Reaktorbehälter besteht aus Stahlbeton mit mehreren Kavernen. In einer zentralen Kaverne befindet sich der Reaktorkern, in dem auch abgebrannte Brennelemente eingelagert werden, in vier weiteren Kavernen befinden sich die vier Kreisläufe des Kühlsystems inklusive der Kühlmittelpumpen und der Dampferzeuger. Die Wärme wird an einen sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf übertragen.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Verwendung von Blei als Kühlmittel zur Vermeidung von Natriumbränden; niedriger Druck und niedrige Austrittstemperatur; integraler primärer Kühlkreislauf zur Vermeidung von Kühlmittelverluststörfällen; geringe Überschussreaktivität zur Vermeidung prompt überkritischer Zustände; Vermeidung eines positiven Reaktivitätseintrags durch Kühlmittelverdampfung aufgrund der hohen Siedetemperatur des Bleis; passive Nachwärmeabfuhr. Ein Dampferzeuger-

[237] https://world-nuclear-news.org/Articles/Construction-licence-issued-for-Russias-BREST-reac, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Heizrohrversagen wird durch die räumliche Trennung der Dampferzeuger vom Reaktorkern beherrscht, so dass freigesetzter Wasserdampf nicht in den Reaktorkern eindringt. Durch ein Druckabbausystem wird ein Überdruck im Primärsystem vermieden.

Weitere aktuelle Entwicklungen

In Russland wurden erste Testbrennelemente für Uran-Plutonium-Nitrid-Brennstoffe für den Einsatz in schnellen Brütern vom Typ BREST hergestellt.[238]

[238] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Russia-completes-testing-of-latest-fast-reactor-fu, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.4.4 CEFR

Tabelle 6-23: CEFR

Name	CEFR (China Experimental Fast Reactor)
Quellen	(IAEA 2012c; 2020f)
Allgemeines	
Entwickler	China Nuclear Energy Industry Corporation (CNEIC)
Land	China
Entwicklungsstand	In Betrieb
Reaktortyp	SFR
verwandte Systeme	EBR-II, BN-600, BN-800
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	65
Leistung [MW elektrisch]	20
Wirkungsgrad [%]	31
Einsatzbereiche	Versuchsreaktor zur Entwicklung schneller Reaktoren
Flächenbedarf [qm]	k.A.
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	k.A.
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	30
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Schnell
Moderator	-
Kühlmittel	Natrium
Brennstoff	(Pu,U)–O_2 (geplant, Ersteinsatz nur U)
Anreicherung [%]	19,6
Zielabbrand [GWd/t]	k.A.
Zykluslänge [Monate]	k.A.
Brennelemente	81
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	k.A.
Primärdruck [MPa]	Drucklos
Primärtemperatur Eintritt [°C]	360
Primärtemperatur Austritt [°C]	530
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	k.A.
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	k.A.
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Natrium

Name	CEFR (China Experimental Fast Reactor)
Sekundärdruck [MPa]	Niedrig
Sekundärtemperatur [°C]	495
Tertiärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	14
Sekundärtemperatur [°C]	480
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Steuerelemente (drei Kompensations-Teilbündel, zwei Steuerungs-Teilbündel, drei Abschalt-Teilbündel als zweites Abschaltsystem)
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Wärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Rein passive Wärmeabfuhr (Naturumlauf im Primär- und Sekundärkreislauf, Luftkühlung)
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	k.A.
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	k.A.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	N.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	k.A.
Weitere Besonderheiten	
	-
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	Technische Design Kooperation mit FBR Verbund (IPPE, OKBM und Atomenergoproekt)[239] TVEL (Brennstoff MOX angedacht, verschiedene Aussagen deuten auf HEU hin)[240,241]
Absatzmärkte	k.A.

[239] https://www.neimagazine.com/features/featurea-new-breed-for-china-5919186, zuletzt geprüft am 2901.2021.
[240] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/TVEL-delivers-fuel-for-China%E2%80%99s-experimental-fast-r, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[241] https://carnegieendowment.org/2017/02/17/rethinking-china-s-fast-reactor-pub-68079, zuletzt geprüft am 29.01.2021, bzw. auch in Fußnote 236 beschrieben.

Name	CEFR (China Experimental Fast Reactor)
Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	2014: finanziert durch chinesisches „Schnellbrüter“ Programm mit 2,8 Mrd. Yuan (369 Mio. USD)
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	19.357 USD/kW (2.516.377,90 RPM)[242]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	10 Jahre, 24 Jahre bis zur 100% Kapazitätsnutzung

Entwicklungsgeschichte

- 2000 Baubeginn
- 2010 Erstkritikalität
- seit 2011 Netzbetrieb (zwischen 2011 und 2016 26 Stunden)

Beschreibung Reaktorsystem

Der CEFR ist Teil des chinesischen Entwicklungsprogramms für kommerzielle Schnelle Brutreaktoren, es handelt sich um einen Versuchsreaktor für die Entwicklung von natriumgekühlten Reaktoren. Der Reaktorkern, die Kühlmittelpumpen sowie die vier primären Wärmetauscher befinden sich im mit Natrium gefüllten primären Reaktorbehälter, über einen sekundären Natriumkühlkreislauf wird die Wärme an einen tertiären Wasserkreislauf abgeführt.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Pool-Konfiguration mit hohem Kühlmittel zu Leistungsverhältnis.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Seit der Inbetriebnahme in 2010 wurden am CEFR verschiedene Versuchsprogramme durchgeführt. In 2014 wurde erstmalig ein Dauerbetrieb von 72 Stunden erzielt. In 2020 wurde ein Dauerbetrieb über 40 Tage durchgeführt. Eine Nachfolgeanlage mit einer elektrischen Leistung von 600 MW_e ist seit 2017 in Bau. Entwicklungsziel ist eine kommerzielle Anlage mit einer elektrischen Leistung von 1000-1200 MW_e.[243]

[242] https://carnegieendowment.org/2018/05/14/electricity-policy-and-economics-pub-76315#, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[243] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-fast-reactor-completes-trial-operating-cyc, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.4.5 EM²

Tabelle 6-24: EM² (Energy Multiplier Module)

Name	EM² (Energy Multiplier Module)
Quellen	IAEA ARIS 2020
Allgemeines	
Entwickler	General Atomics
Land	USA
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	HTR, GFR
verwandte Systeme	GT-MHR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	500
Leistung [MW elektrisch]	265
Wirkungsgrad [%]	53
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Prozesswärme
Flächenbedarf [qm]	Ca. 90.000 (4 Module)
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	Ja (4 Module bilden eine Anlage)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Schnell
Moderator	-
Kühlmittel	Helium
Brennstoff	UC
Anreicherung [%]	14,5 in Treiberelementen, Natururan in Brutelementen
Zielabbrand [GWd/t]	143
Zykluslänge [Monate]	360
Brennelemente	85
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	k.A.
Primärdruck [MPa]	13,3
Primärtemperatur Eintritt [°C]	550
Primärtemperatur Austritt [°C]	850
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	12,5
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	4,6
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	700 (301 Transportgewicht)
Sekundärsystem	

Name	EM² (Energy Multiplier Module)
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	Hüllrohr und Spaltgassystem, Primärkreis, Containment
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	18 Steuerelemente, 12 Abschaltelemente
Reaktivitätskoeffizienten	k.A.
Passive Systemfunktionen	Passive Notkühlung
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Passive Notkühlung über ein direktes Reaktor-Hilfskühlsystem (Direct Reactor Auxilliary Cooling System)
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Seismische Entkopplung, unterirdische Anordnung, Reaktorgebäudedach gegen Flugzeugabsturz gemäß Anforderungen der U.S. NRC ausgelegt.
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Drei miteinander verbundene Containment-Kammern pro Modul, mit einer Argon-Atmosphäre bei 0,14 MPa gefüllt und für einen Druck von 0,62 MPa bei einer Leckagerate von 0,2% pro Tag ausgelegt.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	Keine gemeinsam genutzten Sicherheitsysteme, Reaktorhalle mit Wartungseinrichtungen und Brennelement-Wechselmaschine für jeweils vier Module gemeinsam
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Fortgeschrittene Sensortechnik wie Festkörper- oder SiC-Neutronendetektoren für Hochtemperaturbedingungen
Weitere Besonderheiten	
	Spaltgase aus den Brennstäben werden in Spaltgassystem abgeführt und gelagert. Betrieb des Reaktorkerns über 30 Jahre, Lagerung des abgebrannten Brennstoffs in trockener Behälterlagerung vor Ort. Anordnung der Module und des Brennelement-Lagers unterhalb Geländeoberkante, auf einer seismisch entkoppelten Bodenplatte.
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	k.A.

Name	EM² (Energy Multiplier Module)
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	4.300 USD/kW_e (2014 USD)[244]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	94 USD/kW_e/Jahr[245]
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	67 USD/MWh[246]
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

Untersuchung der Stabilität des SiC-SiC Verbundwerkstoffs in langjährigen Bestrahlungsversuchen. Phase I: Hochrisiko-Technologieentwicklung, Conceptual Design. Phase II: Brennstoffentwicklung und -Qualifizierung, Entwicklung von Hochtemperaturmaterialien, Errichtung und Betrieb eines Prototyp-Reaktors.

In 2020 hat General Atomics formal ein Verfahren zur Vorprüfung für das EM²-Konzept bei der U.S. NRC beantragt.

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines heliumgekühlten Schnellen Reaktors. Als Brennstoff wird Urancarbid verwendet, welches von einem Hüllrohr aus einem von General Electric entwickelten speziellen Siliziumcarbid-Verbundstoff (SiGA) gebildet wird. Entstehende Spaltgase werden aus dem Brennstoff mittels eines Spaltgassystems abgezogen und gelagert. Dadurch können die erforderlichen hohen Abbrände erreicht und der Innendruck der Brennstäbe immer knapp unterhalb des Primärkreisdrucks gehalten werden. Der Reaktorkern besteht aus 85 Brennelementen. Diese bestehen aus Treiber-Brennelementen mit einer Anreicherung von 14,5% und Brutelementen mit Natururan. Im Mittel liegt die Anreicherung des Kerns damit bei 7,7%. Die Brennelemente sind von einem Schwermetallreflektor aus Zirkonium und einem weiteren Graphitreflektor umgeben. Zur Kernkühlung wird Heliumgas verwendet, das in einem geschlossenen Kühlkreislauf direkt in einer Power Conversion Unit (PCU) eine Turbine mit angeschlossenem Generator antreibt. Der Reaktorkern befindet sich in einem Reaktordruckbehälter, der über eine zylindrische Querleitung mit der PCU verbunden ist. Der Reaktordruckbehälter, die Querleitung und die PCU sind jeweils von einem gasdicht verschlossenen Containment eingeschlossen. Die Innenseite des Reaktordruckbehälters ist mit einer Silicium/Aluminium-Isolation versehen, um die

[244] https://aris.iaea.org/PDF/EM2(GeneralAtomics)_2020.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[245] https://aris.iaea.org/PDF/EM2(GeneralAtomics)_2020.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[246] https://aris.iaea.org/PDF/EM2(GeneralAtomics)_2020.pdf, zuletzt geprüft am 29.02.2021.

Wandtemperaturen unterhalb von 371°C zu halten. Dadurch kann SA-533 grade B Stahl für den Druckbehälter verwendet werden.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Hohe Wärmeleitfähigkeit und hoher Schmelzpunkt des Brennstoffs; Festigkeit des Hüllrohrs bis 1700°C; passive Wärmeabfuhr; seismische Entkopplung; Schutz vor externen Einwirkungen durch unterirdische Bauweise.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Als eine langfristige Weiterentwicklung des von General Atomics (GA) entwickelten TRIGA-Reaktorkonzepts verfolgt GA die Entwicklung eines Energy Multiplier Module (EM^2), eines gasgekühlten Reaktordesigns. Der Reaktor soll mit abgebranntem Brennstoff beladen und ohne Brennstoffwechsel für bis zu 30 Jahre betrieben werden können.[247]

Daneben entwickelt GA auch ein Reaktorkonzept für nuklearthermische Raketenantriebe im Auftrag der NASA.[248]

GA und Framatome haben sich zusammengeschlossen, um einen Siliziumcarbid-Verbundwerkstoff weiterzuentwickeln, der von GA für sein EM^2-Konzept entwickelt wurde.[249]

[247] https://www.ga.com/nuclear-fission/, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[248] https://www.ga.com/satellite, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[249] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/GA-Framatome-team-up-on-fuel-channel-development, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.4.6 PRISM (Power Reactor Innovative Small Module)

Tabelle 6-25: PRISM (Power Reactor Innovative Small Module)

Name	PRISM (Power Reactor Innovative Small Module)
Quellen	(IAEA 2012c; WNA 2020; NRC 1994)
Allgemeines	
Entwickler	GE Hitachi Nuclear Energy (GEH)
Land	USA
Entwicklungsstand	In Entwicklung
Reaktortyp	SFR
verwandte Systeme	EBR-II, BN-600, BN-800
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	840
Leistung [MW elektrisch]	311
Wirkungsgrad [%]	37
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Plutoniumbeseitigung
Flächenbedarf [qm]	k.A.
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	Ja (drei Module pro Standort als Standard)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	k.A.
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Schnell
Moderator	-
Kühlmittel	Natrium
Brennstoff	(U,Pu)Zr
Anreicherung [%]	26% Pu
Zielabbrand [GWd/t]	Brennstoff: 54 Monate, Blanket: 90 Monate
Zykluslänge [Monate]	18
Brennelemente	Brennstoff: 42, Blanket: 57
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	k.A.
Primärdruck [MPa]	Drucklos
Primärtemperatur Eintritt [°C]	k.A.
Primärtemperatur Austritt [°C]	485
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	k.A.
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	k.A.
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.
Sekundärsystem	
Kühlmittel	k.A.

Name	PRISM (Power Reactor Innovative Small Module)
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Der Reaktor verfügt über eine negative Reaktivitätsrückkopplung aufgrund von Dopplereffekt, Natrium-Void-Koeffizienten sowie Ausdehnungskoeffizienten des Brennstoffs und der Primärkreisstrukturen. Bei nicht eingefahrenen Steuerelementen verbleibt er dennoch bei niedriger Leistung kritisch. Steuerelemente dienen zur betrieblichen Reaktivitätskontrolle und zu Abschaltung. Ein unabhängiges Abschaltsystem dient der Sicherstellung der Unterkritikalität.
Reaktivitätskoeffizienten	Negative Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Rein passive Wärmeabfuhr über Luftkühlung mit alternativem Reaktorbehälter-Kühlsystem
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Seismische Entkopplung, unterirdische Anordnung des Containments
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Unterirdisches Containment mit seismischer Entkopplung
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	k.A.
Weitere Besonderheiten	
	Erwartete Kernschadenshäufigkeit kleiner 10^{-6} pro Jahr
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	k.A.
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.

Name	PRISM (Power Reactor Innovative Small Module)
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	k.A.
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- Seit den 1980er Jahren von GE in Weiterentwicklung amerikanischer schnelle Brüter-Konzepte im Rahmen des Advanced Liquid Metal Reactor Programs des U.S. DoE entwickelt.
- Das Programm wurde 1994 eingestellt.
- Noch in den 1990er Jahren sah das Konzept die Kopplung von drei 425 MW_{th} Reaktormodulen in einer Anlage vor, die gemeinsam eine 465 MW_e Turbine betreiben sollten.
- Seit 2011 wird das Konzept auch gezielt zur Verbrennung von überschüssigem Plutonium aus zivilen und militärischen Beständen beworben.
- In 2017 hat GE Hitachi ein Übereinkommen mit Advanced Reactor Concpets abgeschlossen, um gemeinsam einen SMR auf Basis des ARC-100-Konzepts zur Genehmigung in Kanada zu führen.

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors. Der Reaktorkern besteht aus 42 Brennelementen mit einer metallischen Uran/Plutonium-Zirkonium Legierung. Weiterhin ist der Reaktorkern aus einem zentralen Blanket mit 24 Elementen, einem radialen Blanket mit 33 Elementen sowie weiteren Reflektor- und Abschirmelementen aufgebaut. Der Reaktorkern weist außerdem sechs Kontroll- und Abschaltelemente auf. Der Reaktorkern, vier Kühlmittelpumpen sowie die primären Wärmetauscher befinden sich im mit Natrium gefüllten primären Reaktorbehälter. Die Wärme wird durch die primären Wärmetauscher an einen ebenfalls im Reaktorbehälter oberhalb des Reaktorkerns befindlichen zweiten Natriumkühlkreislauf übertragen. Von dort führt der sekundäre Kühlkreislauf die Wärme an einen Dampferzeuger je Modul. Der in den drei Modulen erzeugte Frischdampf treibt gemeinsam eine Turbine an.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Stabilisierung der Reaktorleistung auf niedrigem Niveau auch ohne Steuerelement-Einfall; passive Nachwärmeabfuhr durch luftgekühltes alternatives Reaktorbehälter-Kühlsystem.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Ein Konsortium aus TerraPower und GE Hitachi Nuclear Energy will im Auftrag des U.S. DoE einen Versatile Test Reactor (VTR) errichten. Dieser soll insbesondere schnelle Neutronen für die Entwicklung fortgeschrittener Reaktortechnologien bereitstellen. Beim VTR-Konzept handelt es sich um eine verkleinerte Version des von GE Hitachi entwickelten PRISM-Reaktorkonzepts mit 300 MW thermischer Leistung.[250]

Die Battelle Energy Alliance (BEA), der beauftragte Betreiber des Idaho National Laboratory (INL), hat mit der Allianz aus Bechtel National Inc (BNI), TerraPower und GE Hitachi Verhandlungen über die Errichtung des VTR aufgenommen.[251]

Im September 2020 hat GE-Hitachi gemeinsam mit TerraPower die Entwicklung eines neuen Reaktorkonzepts mit Namen Natrium vorgestellt.[252]

[250] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/GEH-and-TerraPower-team-up-for-VTR-development, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[251] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Contract-negotiations-under-way-for-US-test-reacto, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[252] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/TerraPower,-GEH-introduce-Natrium, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.5 Salzschmelzereaktroren

6.2.5.1 IMSR (Integral Molten Salt Reactor)

Tabelle 6-26: IMSR (Integral Molten Salt Reactor)

Name	IMSR (Integral Molten Salt Reactor)
Quellen	(IAEA 2020a; 2018a)
Allgemeines	
Entwickler	Terrestrial Energy Inc.
Land	Kanada
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	MSR
verwandte Systeme	MSRE, SSR-W300
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	In 2020: 440, in 2018: 400
Leistung [MW elektrisch]	In 2020: 195, in 2018: 190
Wirkungsgrad [%]	46
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Prozesswärme, Netzstabilisierung
Flächenbedarf [qm]	45.000
Industrielle Serienfertigung	Ja (Austausch des Kernmoduls alle 7 Jahre, serielle Herstellung, Straßentransport möglich)
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja (Selbstregulierend)
Modularität	Ja
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit
Kühlmittel	Fluoridsalz
Brennstoff	Uranfluoridsalz (potenziell auch Pu, Th)
Anreicherung [%]	< 5
Zielabbrand [GWd/t]	29
Zykluslänge [Monate]	84 (Austausch RDB-Modul)
Brennelemente	N.A.
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	N.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	Kontinuierlich
Primärdruck [MPa]	< 0,4 (hydrostatisch)
Primärtemperatur Eintritt [°C]	625-660
Primärtemperatur Austritt [°C]	670-700
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	In 2020: 10,0, in 2018: 7,0
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	In 2020: 3,7, in 2018: 3,6

Name	IMSR (Integral Molten Salt Reactor)
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	154.000 (170 Transportgewicht)
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Fluoridsalz
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	Nitratsalz
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	600
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	Salzschmelze, Kernmodul
Reaktorschutzauslösungen	Nicht erforderlich
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Steuerelemente (für betriebliche Regelung), Spaltstoffdosierung (für langfristige Reaktivitätskontrolle), sekundärseitige Umwälzpumpen (über negative Temperaturrückwirkung), Schmelzbehälter mit Neutronengiften
Reaktivitätskoeffizienten	Negative Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Kernkühlung durch Naturumlauf, Wärmeübertrag aus Kernmodul an Einhausung, Kühlung der Einhausung über das Kernmodul-Kühlsystem. Das Kernmodul-Kühlsystem besteht aus einem geschlossenen, im Naturumlauf arbeitenden Kühlkreislauf mit inertem Gas als Kühlmittel. Die Wärme wird in Wärmetauschern an die Umgebungsluft abgeführt. Das Kernmodul-Kühlsystem ist ständig in Betrieb.
Karenzzeiten	Unbegrenzt
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,3 g
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Kernmodul-Einhausung
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	Für Störfallbeherrschung nicht erforderlich
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Für Störfallbeherrschung nicht erforderlich
Weitere Besonderheiten	
	„walk-away“-Safety
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	BWXT assistiert bei der Entwicklung von Dampfgeneratoren und Wärmetauschern
Absatzmärkte	k.A.

Name	IMSR (Integral Molten Salt Reactor)
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	Kanadische Regierung: 15 Mio. USD[253]
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	800 Mio. USD (OCC 4.102.564 USD/MW)[254] - 1 Mrd. USD (OCC 5.128.205 USD/MW)[255]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	17,15 USD/kW_e - 44,73 USD/kW_e[256]
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	50 USD/MWh[257]
Geplante Bauzeit	4 Jahre[258]

Entwicklungsgeschichte

- 2015 Abschluss des Conceptual Design
- 2017 Abschluss der ersten Phase des „Vendor Design Review“ bei der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC als erstes Generation IV System
- 2018 Beginn der zweiten Phase des „Vendor Design Review“ in Kanada
- In 2020 geplant: Anfang der 2020er Jahre Bau eines Prototypreaktors in Kanada

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines Salzschmelze-Reaktors. Der Brennstoff ist in einer Fluoridsalzschmelze gelöst. Diese wird im Kernmodul im Naturumlauf umgewälzt und durchströmt dabei den Graphitmoderator. Die Wärme wird über einen im Kernmodul integrierten Wärmetauscher an eine sekundäre Salzschmelze übertragen. Das Kernmodul wird in eine externe Einhausung eingesetzt, die als zusätzliche Barriere und Schutz vor Einwirkungen von außen dient. Das Kernmodul wird nach 7 Jahren Betrieb entnommen, ein neues Kernmodul übernimmt die Leistungserzeugung. Die im verbrauchten Modul enthaltene Salzschmelze wird nach einer Abkühlzeit abgepumpt und vor Ort gelagert, das entleerte Kernmodul wird ebenfalls vor Ort gelagert.

[253] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-government-invests-in-SMR-technology, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[254] https://www.terrestrialenergy.com/wp-content/uploads/2018/08/Comparative-Economic-Analysis-of-IMSR-and-PWR.pdf , zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[255] https://www.terrestrialenergy.com/technology/competitive/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[256] https://www.terrestrialenergy.com/wp-content/uploads/2018/08/Comparative-Economic-Analysis-of-IMSR-and-PWR.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[257] https://www.terrestrialenergy.com/technology/competitive/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[258] https://www.terrestrialenergy.com/technology/competitive/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Hohe Wärmekapazität und Wärmeleitfähigkeit der Salzschmelze; kontinuierlich arbeitendes Kernmodul-Kühlsystem; keine Notwendigkeit für Personalmaßnahmen zur Störfallbeherrschung; keine Antriebsenergie für mechanische Komponenten; keine Kühlmittelergänzung; keine Hilfssysteme wie Strom oder Druckluft erforderlich. Das Kernmodul wird vor Ort zu keinem Zeitpunkt geöffnet. Das System steht nicht unter Druck, so dass ein wesentlicher Antriebsmechanismus für Freisetzungen entfällt. Es wird keinerlei Wasser zur Kühlung eingesetzt, das mit dem Kern interagieren könnte.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Terrestrial Energy führt gemeinsam mit der Nuclear Research and Consultancy Group (NRG) der Niederlande und dem Joint Research Centre (JRC) der Europäischen Kommission in Karlsruhe Bestrahlungsversuche mit Fluoridsalzen und zum Graphitmoderator für ihr IMSR-Konzept am HFR in Petten durch.[259]

[259] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Irradiation-programme-studies-IMSR-graphite-behavi, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Molten-salt-irradiation-test-completed-at-Petten, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.5.2 MSRE (Molten Salt Reactor Experiment)

Tabelle 6-27: MSRE (Molten Salt Reactor Experiment)

Name	MSRE (Molten Salt Reactor Experiment)
Quellen	(Öko-Institut e.V. 2017)
Allgemeines	
Entwickler	Oak Ridge National Laboratory (ORNL)
Land	USA
Entwicklungsstand	Historisch
Reaktortyp	MSR
verwandte Systeme	IMSR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	8
Leistung [MW elektrisch]	N.A.
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit
Kühlmittel	Fluoridsalz

Entwicklungsgeschichte

- 1956 Beginn Konzeptentwicklung
- 1965 Inbetriebnahme
- 1969 Ausserbetriebnahme, bis heute noch nicht im Rückbau (Salzschmelze noch im Reaktor)

Beschreibung Reaktorsystem

Gemäß der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2017) handelte es sich beim MSRE um einen experimentellen Salzschmelzereaktor mit Graphitmoderator. Als Spaltmaterial wurde zunächst Uran-235, später auch Uran-233 verwendet. Das Spaltmaterial war in einer Fluoridsalzschmelze gelöst, die gleichzeitig als Kühlmittel diente. Die Salzschmelze wurde im primären Kühlkreislauf umgewälzt. Über einen externen Wärmetauscher wurde die Wärme an einen sekundären Kühlkreislauf weitergegeben. Von diesem wurde die Wärme über einen Dampferzeuger an einen dritten Kühlkreislauf übertragen. Der Reaktor wies eine thermische Leistung von 8 MW_{th} auf. Zwischen 1965 und 1969 wurde er für etwa 18.000 Stunden betrieben. Eine kontinuierliche Wiederaufarbeitung des Brennstoffs fand nicht statt. Da der Brennstoff kein fertiles Material umfasste wurde kein neues, spaltbares Material erbrütet. Der Reaktor wurde 1969 abgeschaltet. Die erstarrte Salzschmelze befindet sich bis heute im Reaktor. Der enthaltene Spaltstoff wurde daraus abgetrennt, die entstandenen Spaltprodukte sind jedoch noch enthalten.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Geringer Betriebsdruck; hoher Abstand zur Siedetemperatur; hohe Löslichkeit wichtiger Spaltprodukte; geringe Überschussreaktivität und geringes radioaktives Inventar im Primärkreislauf; Ablasstank für Salzschmelze.

Als offene Forschungsfragen zu diesem Konzept wurden in (AEC 1972) festgestellt:

- Salzzusammensetzung
- Korrosion von Strukturmaterialien
- Ablagerung von Spaltprodukten bzw. Spaltstoff im Kühlkreislauf
- Kontrolle der gasförmigen Spaltprodukte
- Tritiumbildung aus Lithium
- Komponentenentwicklung (Pumpen, Ventile, Wärmetauscher etc.)
- Inspektion und Instandhaltung des Primärkreislaufs
- Rechenprogramme und Standards
- neutronenphysikalische und thermohydraulische Wechselwirkungen
- dauerhafte Kühlung der Ablasstanks.

6.2.5.3 SSR-W300 (Stable Salt Reactor – Wasteburner)

Tabelle 6-28: SSR-W300 (Stable Salt Reactor – Wasteburner)

Name	SSR-W300 (Stable Salt Reactor - Wasteburner)
Quellen	(IAEA 2020a)
Allgemeines	
Entwickler	Moltex Energy
Land	V.K., Kanada
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	MSFR
verwandte Systeme	MSRE, IMSR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	750
Leistung [MW elektrisch]	300
Wirkungsgrad [%]	40
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Lastfolge, Nachnutzung abgebrannter LWR/CANDU/AGR-Brennstoffe
Flächenbedarf [qm]	22.500
Industrielle Serienfertigung	Ja (für Einzelbestandteile einer Anlage)
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja (für 8 Stunden auch 900 MW_e möglich, Entkopplung nuklearer Kreislauf/Dampfkreislauf über Salzschmelzespeicher)
Modularität	Ja (modularer Aufbau der Gesamtanlage mit Transportfähigkeit aller Teile über Straße)
Personalbedarf	Erheblich reduzierter Personalbedarf durch systemtechnische Vereinfachungen
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	60
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Schnell
Moderator	-
Kühlmittel	Fluoridsalz (ZrF_4, KF)
Brennstoff	Uran/Plutoniumfluoridsalz
Anreicherung [%]	ca. 45% Plutonium und Aktinide, ca. 55% Uran
Zielabbrand [GWd/t]	120-200
Zykluslänge [Monate]	N.A.
Brennelemente	451
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	Kontinuierlich
Primärdruck [MPa]	0,1
Primärtemperatur Eintritt [°C]	525
Primärtemperatur Austritt [°C]	590
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	10
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	6

Name	SSR-W300 (Stable Salt Reactor - Wasteburner)
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	500
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Nitratsalz
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	Schnellabschaltung
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Temperaturrückwirkungen, Abschaltstäbe aus Borcarbid, zusätzliche Abschaltung durch Neutronengifte bei starkem Temperaturanstieg
Reaktivitätskoeffizienten	Negative Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Passive Notkühlung
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Passive Notkühlung über Kupferblöcke, die als Wärmetauscher den Reaktorbehälter im Bereich oberhalb des Kerns umgeben, Wärmeabgabe über Luftkühlung an Atmosphäre, eine Nachspeisung bei Kühlmittelleckagen ist aufgrund der konstruktiven Anordnung des Reaktorbehälters und des niedrigen pimären Kühlmitteldrucks nicht erforderlich.
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung von mind. 0,3 g, massives Reaktorgebäude gegen Einwirkungen von außen inklusive Terror, Krieg (ohne nähere Angaben zu Lastannahmen)
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Metall-Liner im Reaktorgebäude, der den Reaktorbehälter und den primären Kühlkreislauf umfasst. Im Bereich der Kupfer-Wärmetauscher liegt der Metall-Liner zwischen den Wärmetauschern und dem Reaktorbehälter
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	Batteriesysteme für Schnellabschaltung und Überwachung
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Überwachung von Neutronenfluss und Temperatur über dem Reaktorkern und im primärseitigen Kühlmittel
Weitere Besonderheiten	
	Nutzung von abgebranntem Brennstoff aus LWR, CANDU oder AGR-Reaktoren sowie ggf. abgebranntem SSR-Brennstoff durch Abtrennung mittels WATTS (Waste to Stable Salt) Prozess. Durch

Name	SSR-W300 (Stable Salt Reactor - Wasteburner)
	die Nutzung der Brennstoffsalzschmelze in Brennelementform können heutige Safeguards-Technologien weiterhin Anwendung finden. Alle Komponenten sind so ausgelegt, dass Inspektion und Instandhaltung/Austausch fernbedient vorgenommen werden können.
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	k.A.
Absatzmärkte	k.A.
Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten: 2.838 USD/kW, OCC 1.950 USD/kW[260]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	44,64 USD/MWh[261]
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 2017 Fertigstellung des Conceptual Design, Beginn eines „Vendor Design Review“ bei der kanadischen Aufsichtsbehörde
- 2018 New Brunswick Power als Partner für Bau und Betrieb eines Reaktors und einer Wiederaufarbeitungsanlage in New Brunswick, Kanada,
- 2020 Partnerschaft mit dem kanadischen Nationallaboratorium CNL

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines schnellen Salzschmelzereaktors. Uran, Plutonium und weitere Aktinide aus abgebranntem Brennstoff heutiger Leistungsreaktoren werden in Form einer Salzschmelze in Brennstäben aus Stahl (Alloy 91) eingesetzt. Je 271 Brennstäbe bilden hexagonale Brennelemente, von denen 451 in dreizehn Ringen angeordnet den Reaktorkern bilden. Die Brennstäbe enthalten ein Plenum zur Aufnahme von gasförmigen Spaltprodukten. Nach einer gewissen Verweilzeit im Plenum wird der Spaltgasdruck durch Entlastung in die Kühlungssalzschmelze abgebaut. Die Salzschmelzen werden u. a. durch Zugabe von Zirkonium im chemisch reduzierenden Milieu gehalten, um Korrosion des Hüllrohrs und der Strukturmaterialien zu unterdrücken. Im Leistungsbetrieb wird die Wärme über eine Kühlmittelsalzschmelze in aktiver Umwälzung an einen

[260] https://www.nrcan.gc.ca/sites/www.nrcan.gc.ca/files/energy/energy-resources/Moltex_-_SSR_-_Low_cost_nuclear_power.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[261] (Mignacca und Locatelli 2020a).

sekundären Kühlkreislauf abgeführt. Der sekundäre Kühlkreislauf besteht aus einer Nitratsalzschmelze. Er umfasst große Vorratstanks dieser Salzschmelze, um die Leistung aus dem nuklearen Kreislauf zwischenspeichern und die Stromerzeugung von der nuklearen Erzeugung entkoppeln zu können.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Durch die Trennung des Brennstoff-Salzes von der zur Kühlung verwendeten Salzschmelze ist der primäre Kühlkreislauf nicht stark aktiviert. Aufgrund der kontinuierlichen Nachladung ist nur eine sehr geringe Überschussreaktivität erforderlich. Die Reaktivitätskontrolle des Reaktors erfolgt vorrangig über die negative Temperaturrückkopplung durch Steuerung des Kühlmitteldurchsatzes. Eine Abschaltung für Revisionen oder bei Störfällen kann durch Absorberelemente sichergestellt werden. Bei einer starken Temperaturzunahme sollen durch Aufschmelzen zusätzliche Neutronengifte in den Kern eingebracht werden. Zusätzliche Wärmetauscher im primären Kühlmittel sollen eine passive Nachwärmeabfuhr an die Atmosphäre sicherstellen. Bei allen denkbaren Stör- und Unfällen soll es keinen volatilen Anteil an radioaktiven Materialien geben, die aus der Anlage entkommen können. Dadurch sollen erforderliche Sicherheitsabstände (Planungsradien) deutlich reduziert werden.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Moltex Energy hat ein Kooperationsabkommen mit dem kanadischen CNL abgeschlossen. Gemeinsam mit der University of New Brunswick (UNB) soll eine Einrichtung zur Umwandlung von abgebranntem CANDU-Brennstoff in eine Salzverbindung (Oxide Nuclear WAste Reduction Demonstration, ONWARD) entwickelt und getestet werden.[262]

Die US-amerikanische Jacobs Engineering Group soll für Moltex Energy eine Versuchseinrichtung betreiben, um den Wärmeübergang aus den Brennstäben in die zur Kühlung verwendete Salzschmelze experimentell zu überprüfen und damit CFD-Rechnungen für den SSR zu validieren.[263]

[262] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/CNL-Moltex-collaborate-on-SMR-fuel-development, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[263] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Jacobs-to-assist-Moltex-in-development-of-SSR, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.6 Mikroreaktoren

6.2.6.1 Aurora Powerhouse

Tabelle 6-29: Aurora Powerhouse

Name	Aurora Powerhouse
Quellen	(IAEA 2020a)
Allgemeines	
Entwickler	OKLO
Land	USA
Entwicklungsstand	In Genehmigung
Reaktortyp	LMFR, MR
verwandte Systeme	EBR-II, eVinci, MMR, U-Battery
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	4
Leistung [MW elektrisch]	1,5
Wirkungsgrad [%]	37,5
Einsatzbereiche	Stromerzeugung
Flächenbedarf [qm]	4.180
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	k.A.
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	20 (Je Einsatz)
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Schnell
Moderator	-
Kühlmittel	Natrium Heatpipes
Brennstoff	Metallisch
Anreicherung [%]	k.A.
Zielabbrand [GWd/t]	k.A.
Zykluslänge [Monate]	240
Brennelemente	k.A.
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	k.A.
Primärdruck [MPa]	Drucklos
Primärtemperatur Eintritt [°C]	k.A.
Primärtemperatur Austritt [°C]	k.A.
Umwälzung	k.A.
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	k.A.
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	k.A.
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.

Name	Aurora Powerhouse
Sekundärsystem	
Kühlmittel	k.A.
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	Luft
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	Mehrfache Barrieren, nicht spezifiziert
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Selbstregulierung durch negative Reaktivitätskoeffizienten
Reaktivitätskoeffizienten	Negative Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Passive Nachwärmeabfuhr
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Nachwärmeabfuhr über inhärente und passive Mechanismen unter Nutzung hoher Wärmeleitfähigkeit und hoher Wärmekapazitäten
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	k.A.
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	k.A.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	N.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	k.A.
Weitere Besonderheiten	
	-
Ökonomie: Produktion	
AllgemeineInformationen über die Produktion	Idaho National Laboratory stellt wiederaufbereitete Brennelemente zur Unterstützung der Entwicklung des Brennstoffes zur Verfügung, in Kooperation mit Gensler Architekten
Absatzmärkte	k.A.
Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
AllgemeineInformationen über die Finanzierung	k.A.

Name	Aurora Powerhouse
Förderprogramm / Förderhöhe	U.S. DoE: USD 417.000[264]
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Konstruktionskosten 10.000 USD/kW_e [265]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 2016 Herstellung eines Prototyp-Brennstoffs
- 2019 Bereitstellung eines Geländes auf dem Idaho National Laboratory durch das U.S. DoE
- 2020 Genehmigungsantrag für Bau und Betrieb bei der U.S. NRC gestellt und zur Prüfung angenommen

Beschreibung Reaktorsystem

Schneller Mikroreaktor mit metallischem Brennstoff und einer Kühlung über Heatpipes (Wärmerohre).

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Hohe Wärmeleitfähigkeit und hohe Wärmekapazität der Reaktorstrukturen; geringes radioaktives Inventar; passive Wärmeabfuhr; Reaktivitätskontrolle durch passive Rückkopplungsmechanismen.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Im Dezember 2019 wurde das Konzept für den Aurora SMR von Oklo Inc. vorgestellt.[266]

Das Idaho National Laboratory wird Oklo Inc. mit abgebranntem Brennstoff für die Nutzung in ihrem Aurora SMR-Konzept versorgen.[267]

[264] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-federal-support-for-advanced-nuclear-technology, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[265] https://neutronbytes.com/2020/04/05/poland-counts-costs-for-new-nuclear-reactors/, zu letzt gepräft am 29.01.2021.
[266] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Oklo-unveils-its-vision-of-Aurora-plant, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[267] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Oklo-wins-access-to-used-fuel-for-Aurora-small-rea, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

Im März 2020 hat Oklo Inc eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung für den Standort Idaho National Laboratory bei der U.S. NRC beantragt.[268] Die U.S. NRC hat den Antrag im Juni 2020 zur Prüfung angenommen.[269]

[268] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Oklo-submits-first-advanced-reactor-licence-applic, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[269] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/NRC-to-begin-first-of-a-kind-licence-review, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.6.2 eVinci

Tabelle 6-30: eVinci

Name	eVinci
Quellen	(IAEA 2020a)
Allgemeines	
Entwickler	Westinghouse
Land	USA
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	MR
verwandte Systeme	Aurora Powerhouse, MMR, U-Battery
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	7 bis 12
Leistung [MW elektrisch]	2 bis 3,5
Wirkungsgrad [%]	29
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Prozesswärme für entlegene Regionen
Flächenbedarf [qm]	< 4.000
Industrielle Serienfertigung	Ja (Module in zwei Transportcontainern für Transport via Straße, Schiene oder auf dem Wasser)
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	Ja (Mehrere Module können an einem Standort eingesetzt werden)
Personalbedarf	wenige Personen für Betrieb und Sicherung
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	40
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Metallhydrid
Kühlmittel	Natrium Heatpipes
Brennstoff	TRISO oder vergleichbare
Anreicherung [%]	5-19,75
Zielabbrand [GWd/t]	k.A.
Zykluslänge [Monate]	36
Brennelemente	Monolitischer Kern mit TRISO-Partikeln
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	100%
Primärdruck [MPa]	N.A.
Primärtemperatur Eintritt [°C]	N.A.
Primärtemperatur Austritt [°C]	800°C
Umwälzung	N.A.
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	k.A.
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	k.A.
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.

Name	eVinci
Sekundärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	N.A.
Sekundärdruck [MPa]	N.A.
Sekundärtemperatur [°C]	N.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	Schnellabschaltung
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Externe Reflektoren/Absorber, Abschaltstäbe
Reaktivitätskoeffizienten	Negative Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Passive Notkühlung
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Passive Nachwärmeabfuhr durch Wärmeleitung aus dem Reaktorblock und Luftkühlung
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Erdbebenauslegung gemäß IBC Zone 4 Category F
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	k.A.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	Batterien für Überwachung und Steuerung
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Keine besonderen Anforderungen aufgrund Autonomen Kontrollsystems, manuelle Steuerung jedoch möglich.
Leittechnik	Der Reaktor wird über ein Autonomes Kontrollsystem gesteuert, dass sowohl betriebliche Aufgaben wie Lastfolgefahrweisen übernimmt, als auch zur Auslösung einer Schnellabschaltung dient.
Weitere Besonderheiten	
	Der Reaktor und die Einrichtungen zur Stromversorgung und leittechnischen Überwachung sind in zwei Transportcontainern untergebracht und vollständig transportabel. Der Reaktor ist autonom und schwarzstartfähig. Der Hersteller stuft das Design bezüglich eines Technology Readiness Levels (TRL) und eines Manufacturing Readiness Levels in Stufe 5 ein.
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	k.A.
Absatzmärkte	k.A.

Name	eVinci
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	U.S. DoD / 11,9 Mio. USD[270]
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Kapitalkosten 1.980 USD/kW_e, Konstruktionskosten 5.714.286 USD/MW_e[271]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- In 2020 geplant:
  - 2021 Demonstration des elektrischen Systemteils
  - 2024 Demonstration des nuklearen Systemteils

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines Mikroreaktors. Als Brennstoff sind TRISO-Partikel oder vergleichbare gekappselte Brennstoff-Partikel vorgesehen. Diese werden in einen monolithischen Reaktorblock eingebettet. Dieser wird durch passive Heatpipes (Wärmerohre) mit Natrium als Arbeitsmedium gekühlt, die die Wärme passiv an einen Stromerzeuger (Power Conversion Unit) abführen. Der Reaktorblock ist unterkritisch, Kritikalität wird durch externe Reflektoren erzeugt, die den Reaktorblock umgeben und in ihrer Position verändert werden können, um sowohl einen Lastfolgebetrieb zu gewährleisten als auch den Reaktor unterkritisch machen zu können. Für eine Abschaltung können auch Abschaltstäbe in den Reaktorblock eingebracht werden. Vor Ort wird der Transportcontainer in einem Schutzgebäude untergebracht. Der Reaktor ist mithilfe von Batteriestrom auch schwarzstartfähig. Nach drei Volllastjahren wird der Reaktor zum Hersteller zurückgebracht, um dort den Reaktorblock auszutauschen oder in Langzeitlagerung zu überführen.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Rein passive Wärmeabfuhr durch Heatpipes und durch Wärmeleitung aus dem Reaktorblock und Luftkühlung; hohe Einschlussfähigkeit von TRISO-Partikeln; Verzicht auf bewegliche Elemente (Pumpen, Ventile) in der Kernkühlung; Kühlmittelverluststörfälle sind ausgeschlossen.

[270] https://www.defense.gov/Newsroom/Releases/Release/Article/2105863/dod-awards-contracts-for-development-of-a-mobile-microreactor/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
[271] https://www.nextbigfuture.com/2019/03/doe-funds-2022-first-demo-for-factory-mass-producible-nuclear-power.html, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Westinghouse Government Services hat einen Zuschlag des U.S. DoD für USD 11,95 Mio. zur Entwicklung eines mobilen Mikroreaktors für militärische Einsatzzwecke erhalten. Mit diesen Mitteln soll das Design für einen militärischen Prototypen des eVinci-Mikroreaktors (deVinci) fertiggestellt werden.[272]

[272] https://world-nuclear-news.org/Articles/US-Defense-Department-awards-microreactor-contract, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.6.3 MMR

Tabelle 6-31: MMR

Name	MMR (Micro Modular Reactor)
Quellen	(IAEA 2020a)
Allgemeines	
Entwickler	Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC)
Land	USA
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	Prismatischer HTR, MR
verwandte Systeme	Fort St. Vrain, HTTR, Aurora Powerhouse, eVinci, U-Battery
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	15
Leistung [MW elektrisch]	> 5
Wirkungsgrad [%]	> 33
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Wärmeversorgung, Prozesswärme, Wasserstoffproduktion für entlegene Regionen
Flächenbedarf [qm]	12.480
Industrielle Serienfertigung	k.A.
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	Ja
Modularität	Ja (Mehrere Module an einem Standort)
Personalbedarf	k.A.
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	20
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit
Kühlmittel	Helium
Brennstoff	FCM (TRISO in SiC Matrix) oder TRISO in Graphitblöcken
Anreicherung [%]	< 19,75 %
Zielabbrand [GWd/t]	> 60
Zykluslänge [Monate]	N.A.
Brennelemente	k.A.
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	k.A.
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	N.A.
Primärdruck [MPa]	3
Primärtemperatur Eintritt [°C]	300
Primärtemperatur Austritt [°C]	630
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	8,1
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	3,1
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.
Sekundärsystem	

Name	MMR (Micro Modular Reactor)
Kühlmittel	Salzschmelze
Sekundärdruck [MPa]	0,1
Sekundärtemperatur [°C]	560 (Lagertemperatur)
Tertiärsystem	
Kühlmittel	Wasser
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	k.A.
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Negative Reaktivitätskoeffizienten, Steuerelemente
Reaktivitätskoeffizienten	Stark negative Temperaturkoeffizienten
Passive Systemfunktionen	Rein passives Sicherheitskonzept über Wärmeleitung, ohne bewegliche Komponeten, keine Flüssigkeiten oder Naturumlauf erforderlich, entspricht Einstufung der Kategorie A der IAEA bzgl. passiver Systeme
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Rein passive Notkühlung (Wärmeleitung, -strahlung) möglich durch geringe Leistungsdichte (1,24 W/cm^3) und hohe Wärmekapazität
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	Maximale Bodenbeschleunigung 0,3 g
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	Keine externen Notfallmaßnahmen vorgesehen
Containment	k.A.
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	Das nukleare Teilsystem ist vom strom-/wärmeerzeugenden Teilsystem getrennt, verschiedene nukleare Teilsysteme können integriert werden.
Stromversorgung	
Betrieblich	Haupt- und Reservenetzanschluss
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	Unterbringung der Warte im Reaktorgebäude
Leittechnik	
Weitere Besonderheiten	
	Der Brennstoff wird als direkt endlagerfähig bezeichnet, so dass keine weiteren Verfahrensschritte der Konditionierung oder Wiederaufarbeitung erforderlich werden. Für den Rückbau der Anlage wird ein Zeitbedarf von sechs Monaten geschätzt. Radioaktive Abfälle sollen vor Ort zwischengelagert werden, bevor sie an genehmigte Einrichtungen zur Lagerung/Verarbeitung übergeben werden. Das Zitadellengebäude mit dem Reaktorkern befindet sich unterhalb der Geländeoberkante.
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	k.A.

Name	MMR (Micro Modular Reactor)
Absatzmärkte	k.A.
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	k.A.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	k.A.
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 2011 Patentierung des FCM-Brennstoffs und des MMR-Konzepts
- 2016 Gründung von Forschungseinrichtungen insbesondere zur Brennstoffentwicklung
- 2017 Beginn der Brennstoff-Qualifikation
- 2018 Verhandlungen mit dem kanadischen Nationallaboratorium (CNL) über die Errichtung einer Prototyp-Anlage
- 2019 Einreichung des Antrags für eine Standortgenehmigung bei der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC
- In 2020 geplant:
  - 2020 Genehmigung zur Standortvorbereitung
  - 2021 Beginn der Standortvorbereitung
  - 2021-2027 Standortvorbereitung und Anlagenerrichtung
  - 2023-2052 Betrieb der Anlage
  - 2044-2058 Rückbau
  - 2058-2060 Einstellung des Anlagenbetriebs

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors. Das Konzept sieht einen Reaktor-Anlagenteil und einen davon entkoppelten Anlagenteil zur Energiebereitstellung (Strom, Wärme, Prozesswärme) vor. Der Reaktorkern besteht aus TRISO-Partikeln, die entweder in eine Graphit-Matrix oder in eine SiC-Matrix eingebettet werden. Diese werden in hexagonale Graphitblöcke als

Moderator eingebettet. Die Leistung wird mittels eines Heliumkühlkreislaufs an einen sekundären Kühlkreislauf abgegeben. In diesem wird eine Salzschmelze verwendet. Mit dieser kann die Energie in Tanks gespeichert oder an das Energieerzeugungssystem übertragen werden. Der Reaktorkern wird für eine Lebensdauer von 20 Jahren ausgelegt und versiegelt. Es besteht vor Ort kein Erfordernis eines Brennstoffwechsels im Betrieb. Der Reaktorkern ist im unterirdisch angeordneten Zitadellen-Gebäude untergebracht. Dieses besteht aus einem Beton-Zylinder und enthält neben dem Reaktorkern auch die primären Wärmetauscher. Das über dem Zitadellen-Gebäude befindliche Reaktorgebäude beinhaltet die Warte sowie die Kontrolleinrichtungen und die Stromversorgung des Reaktors.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Die Eigenschaften des Brennstoffs sollen eine Kernschmelze mit Freisetzungen bei allen Ereignisabläufen inhärent ausschließen. Die Nachwärmeabfuhr erfolgt rein passiv über Wärmeleitung und -strömung. Es sind keine externen Notfallmaßnahmen vorgesehen (keine Evakuierungszone um die Anlage). Die unterirdische Anordnung des Zitadellen-Gebäudes mit dem Reaktorkern soll vor internen und externen Ereignissen Schutz bieten.

Weitere aktuelle Entwicklungen

Das kanadische Forschungslabor Canadian Nuclear Laboratories (CNL) will gemeinsam mit US-amerikanischen Unternehmen Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC) dessen Micro Modular Reactor (MMR) entwickeln.[273]

Die USNC hat ein Joint Venture mit Ontario Power Generation (OPG) gebildet, um den MMR zu bauen, zu besitzen und zu betreiben. [274]

Die USNC hat ein MoU mit Südkoreas Hyundai Engineering (HEC) und dem Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) zur Weiterentwicklung von HTGR- und VHTR-Technologien abgeschlossen.[275]

Die britische Howden soll für USNC eine Heliumturbine entwickeln.[276]

Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC) hat eine neue Anlage in Salt Lake City errichtet, um die Herstellung ihres neuartigen Fully Ceramic Microencapsulated (FCM) Brennstoffs zu unterstützen. Beim FCM soll die bisherige Graphit-Matrix von TRSIO-Brennstoff durch eine Siliziumcarbid-Matrix ersetzt werden. Damit soll ein Einschluss von radioaktiven Spaltprodukten in der Matrix auch bei einem Versagen der in der Matrix eingeschlossenen TRISO-Partikel gewährleistet werden.[277]

[273] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-partnership-announces-SMR-fuel-research, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[274] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Joint-venture-established-for-Chalk-River-MMR-proj, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[275] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/USNC-Korean-companies-to-develop-micro-modular-rea, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[276] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/SMR-developer-and-engineering-firm-to-collaborate, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[277] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/USNC-opens-SMR-fuel-development-laboratory, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

6.2.6.4 U-Battery

Tabelle 6-32: U-Battery

Name	U-Battery
Quellen	(IAEA 2020a; Ding et al. 2011; U-Battery 2018)
Allgemeines	
Entwickler	Urenco
Land	V.K.
Entwicklungsstand	In Vorprüfung zur Genehmigung
Reaktortyp	Prismatischer HTR, MR
verwandte Systeme	Fort St. Vrain, HTTR, Aurora Powerhouse, eVinci, MMR
Nutzung	
Leistung [MW thermisch]	10
Leistung [MW elektrisch]	4
Wirkungsgrad [%]	40
Einsatzbereiche	Stromerzeugung, Prozesswärme bei 750°C, Versorgung abgelegener Einrichtungen, Meerwasserentsalzung, Wasserstoffproduktion, Versorgung militärischer Einrichtungen
Flächenbedarf [qm]	k.A.
Industrielle Serienfertigung	Ja (Transportierbarkeit eines Einzelmoduls per Schiene oder Straße geplant)
Lastfolgefähigkeit [% Nennleistung]	k.A.
Modularität	Ja (Modulare Herstellung, als Einzel- oder Mehrfachmodul möglich)
Personalbedarf	Minimiert
Vorgesehene Lebensdauer [Jahre]	k.A.
Primärsystem	
Neutronenspektrum	Thermisch
Moderator	Graphit, Berylliumoxid
Kühlmittel	Helium
Brennstoff	UO_2-TRISO
Anreicherung [%]	< 20%
Zielabbrand [GWd/t]	88
Zykluslänge [Monate]	60 (mit BeO Reflektor)
Brennelemente	24
Brennstoffgehalt Brennelement [kg]	8,66
Kernbeladung bei Revision [% Kern]	100 (gegenwärtig Teilbeladung wegen Transportierbarkeit erforderlich)
Primärdruck [MPa]	40
Primärtemperatur Eintritt [°C]	250
Primärtemperatur Austritt [°C]	750
Umwälzung	Aktiv
Höhe Reaktor(druck)behälter [m]	5,9

Name	U-Battery
Durchmesser Reaktor(druck)behälter [m]	1,8 (Innen)
Gewicht Reaktor(druck)behälter [t]	k.A.
Sekundärsystem	
Kühlmittel	Stickstoff
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Tertiärsystem	
Kühlmittel	k.A.
Sekundärdruck [MPa]	k.A.
Sekundärtemperatur [°C]	k.A.
Sicherheitsaspekte/-eigenschaften	
Barrieren	TRISO-Partikel
Reaktorschutzauslösungen	k.A.
Reaktivitätskontrolle (betrieblich, sicherheitstechnisch)	Zentraler Reflektorstab, ggf. brennbare Neutronengifte, alternativ auch Verwendung von Thorium-Brennelementen
Reaktivitätskoeffizienten	Negative Temperaturkoeffizienten (für 20 MW Design im Bereich von -1,6 bis -7,2 pcm/k für Brennstoff- und Moderatortemperaturkoeffizienten) (Ding et al. 2011)
Passive Systemfunktionen	Passive Wärmeabfuhr bei Ausfall der Kühlung für 20 MW Design berechnet, für 10 MW Design (höhere Leistungsdichte) angenommen (Ding et al. 2011)
Nachwärmeabfuhr/Notkühlung	Passive Wärmeabfuhr
Karenzzeiten	k.A.
EVA-Auslegung	k.A.
Präventive Notfallmaßnahmen	k.A.
Mitigative Notfallmaßnahmen	k.A.
Containment	Geschlossenes Containment oder druckentlastendes Confinement möglich
Gemeinsam genutzte (Sicherheits-)systeme	k.A.
Stromversorgung	
Betrieblich	k.A.
Notstromversorgung	k.A.
Leittechnik/Überwachung	
Warte/Notsteuerstelle	k.A.
Leittechnik	Existierende Leittechniksysteme
Weitere Besonderheiten	
	Ggf. unterirdische Bauweise, bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen (wie Ausfall der Kühlung ohne RESA) erfolgt Selbstabschaltung durch negative Reaktivitätskoeffizienten, maximale Brennstofftemperaturen bleiben unter 1600°C, eine Rekritikalität tritt nur mit sehr geringer Leistung auf. Verschiedene Designs in Abhängigkeit von der Größe des Reaktordruckbehälters (Transportierbarkeit) untersucht

Name	U-Battery
Ökonomie: Produktion	
Allgemeine Informationen über die Produktion	Für die Entwicklung bzw. Produktion des U-Battery-Konzepts hat Urenco 100%-ige Tochterunternehmen gegründet (U-Battery Ltd, U-Battey Development Ltd).
Absatzmärkte	Kanada (Standort Chalk River), Vereinigtes Königreich
Ökonomie: Finanzierung / Bereitstellung / Kosten	
Allgemeine Informationen über die Finanzierung	k.A.
Förderprogramm / Förderhöhe	Die U-Battery bekommt Fördermittel in Höhe von 10 Millionen britischen Pfund von der britischen Regierung.
Kostenschätzung (Overnight Construction Costs, Gesamte Investitionskosten)	Kapitalkosten: 13.010 USD/kW_e - 22.678 USD/kW_e[278,279]
Geschätzte Betriebskosten (O&M)	k.A.
Geschätzte Stromgestehungskosten (LCOE)	k.A.
Geplante Bauzeit	k.A.

Entwicklungsgeschichte

- 2009 Start der Entwicklungsarbeiten
- 2018 Teilnahme an Phase 1 des Förderprogramms im V.K. für Advanced Modular Reactors, Teilnahme an CNL Ausschreibung, Phase 1 „Vendors Design Review“ in Kanada angestoßen
- In 2020 geplant:
  - 2023 Baubeginn FOAK
  - 2028 Inbetriebnahme FOAK
  - bis 2038 sollen weltweit 280 Anlagen errichtet werden

Beschreibung Reaktorsystem

Konzept eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors. Der Brennstoff besteht aus TRISO-Partikeln von 0,92 mm Durchmesser, die in Graphitzylinder von 39 mm Höhe und 26 mm Durchmesser eingebettet werden. Diese werden in einen hexagonalen Graphitblock von 36 cm Kantenabstand und 80 cm Höhe geladen. Sechs Säulen aus jeweils vier derartigen Graphitblöcken, die mit Kühlkanälen durchsetzt sind, umgeben einen zentralen Reflektor aus vier Elementen, der auch zur Reaktivitätssteuerung eingesetzt wird. Nach außen wird dieser Reaktorkern von einen Berylliumoxid-Reflektor umgeben. Am Boden befindet sich ein weiterer Graphit-Reflektor. Für die Auslegung der Gesamtanlage wurde insbesondere auch die Genehmigungsfähigkeit der

[278] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/UK-government-support-for-modular-reactor-deployme, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.
[279] https://www.u-battery.com/about, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Transportierbarkeit eines vollständigen Reaktorkerns problematisiert, existierende Transportbehälter seien für maximal 1,8 m Durchmesser zugelassen.

Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Einfaches Design; Qualitätssicherung bei industrieller Herstellung; Aufgrund der Einschlusswirkung von TRISO Brennstoffen bis 1600°C verringerte Notfallplanungszonen; geringe Leistungsdichte und große Wärmekapazität; Ausschluss des Eindringens von Wasser und Luft unter allen Normalbetriebs- und Störfallbedingungen.

Weitere aktuelle Entwicklungen

U-Battery hat eine Förderzusage über GBP 10 Mio. erhalten.[280]

[280] https://www.world-nuclear-news.org/Articles/UK-government-support-for-modular-reactor-deployme, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

Literaturverzeichnis

Abdulla, A.; Azevedo, I. L.; Morgan, M. G. (2013): Expert assessments of the cost of light water small modular reactors. In: *Proceedings of the National Academy of Sciences (PNAS)* 110 (24), S. 9686–9691.

Acheson-Lilienthal Report - U. S. Government Printing Office (Hg.) (1946): The Acheson-Lilienthal Report. A Report on the International Control of Atomic Energy, Prepared for the Secretary of State's Committee on Atomic Energy. Washington, D.C., 1946. Online verfügbar unter http://fissilematerials.org/library/ach46.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

ACRS - Advisory Committee on Reactor Safeguards (2020a). FSER APPENDIX F - Report by the Advisory Committee on Reactor Safeguards. Advisory Committee on Reactor Safeguards, 29.07.2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2021/ML20212L586.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

ACRS - Advisory Committee on Reactor Safeguards (2020b). Nuscale Area Of Focus - Helical Tube Steam Generator Design (ML20091G387). Advisory Committee on Reactor Safeguards, 24.03.2020.

Ade, B. J.; Betzler, B. R.; Wysocki, A. J.; Greenwood, M. S.; Chesser, P. C.; Terrani, K. A.; Jain, P. K.; Burns, J. R.; Hiscox, B. D.; Rader, J. D.; Heineman, J. J. W.; Heidet, F.; Bergeron, A. et al. (2020): Candidate Core Designs for The Tranformational Challenge Reactor, PHYSOR 2020: Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, March 29–April 2, 2020, 2020.

AEC - Atomic Energy Commission (1961). Report To Advisory Committee On Reactor Safeguards On Peach Bottom Atomic Power Station. Atomic Energy Commission, 13.10.1961. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML0516/ML051610122.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

AEC - U.S. Atomic Energy Commission (1972). An Evaluation of the Molten Salt Breeder Reactor, Prepared for the Federal Council on Science and Technology (Wash-1222). U.S. Atomic Energy Commission. Washington, D.C., September 1972.

ASN - Autorité de Sûreté Nucléaire (2012). Décision n°2012-DC-0284 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Fessenheim (Haut-Rhin) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) de l'INB n°75 (2012-DC-0284). Autorité de Sûreté Nucléaire, 26.06.2012. Online verfügbar unter https://www.asn.fr/content/download/52301/363112/version/2/file/2012-DC-0284.pdf, zuletzt geprüft am 27.08.2020.

Atlantic Council (Hg.) (2019): Ichord, R. F.; Oosterfeld, B. The Value of the US Nuclear Power Complex to US National Security, Oktober 2019. Online verfügbar unter https://www.atlanticcouncil.org/wp-content/uploads/2019/10/Nuclear-Power-Value-IB-final-web-version.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

B&W - Babcock & Wilcox Nuclear Energy, Inc. (2010). B&W mPower Reactor Design Overview (Technical Report, 08-00000341-000(NP)). Babcock & Wilcox Nuclear Energy, Inc., May 2010. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1015/ML101550512.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

Bade, F. (1958): Welt-Energiewirtschaft: Atomenergie - Sofortprogramm oder Zukunftsplanung. Hamburg: Rowohlt.

Bathke, C. G.; Wallace, R. K.; Ireland, J. R.; Johnson, M. W.; Bradley, K. S.; Ebbinghaus, B. B.; Manini, H. A.; Smith, B. W.; Prichard, A. W. (2008): An Assessment Of The Proliferation Resistance Of Materials In Advanced Nuclear Fuel Cycles, 8th International Conference on Facility Operations – Safeguards Interface, March 30 – April 4, 2008.

Beckers, T.; Gizzi, F.; Jäkel, K. (2012): Ein Untersuchungsansatz für Systemgüter: Einordnung, Darstellung, Vorgehen bei der Anwendung (TU Berlin WIP Working Paper, 2012-01). Berlin, 2012.

Beckers, T.; Gizzi, F.; Jäkel, K. (2013): Organisations- und Betreibermodelle für Verkehrstelematikangebote – Untersuchungsansatz sowie beispielhafte Analyse von Verkehrsinformationsdiensten. Studie im Rahmen des von BMVBS, BMWi und BMBF geförderten Projektes simTD. Berlin, 2013.

BEIS - Department for Business, Energy and Industrial Strategy (2018). Advanced Modular Reactor (AMR) Feasibility And Development (F&D) Project, Abstracts from the Applicant Organisations' Proposals. Department for Business, Energy and Industrial Strategy. U.K., August 2018.

BEIS - Department for Business, Energy and Industrial Strategy (2020): Advanced Nuclear Technologies, Policy paper, Department for Business, Energy and Industrial Strategy. Online verfügbar unter https://www.gov.uk/government/publications/advanced-nuclear-technologies/advanced-nuclear-technologies, zuletzt aktualisiert am 19.11.2020, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

Belles, R. J. (2021): Key reactor system components in integral pressurized water reactors (iPWRs). In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 95–115.

Berthélemy, M.; Rangel, L. E. (2015): Nuclear reactors' construction costs: The role of lead-time, standardization and technological progress. In: *Energy Policy* 82, S. 118–130. DOI: 10.1016/j.enpol.2015.03.015.

Black, G.; Shropshire, D.; Araújo, K. (2021): Small modular reactor (SMR) adoption: Opportunities and challenges for emerging markets. In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 557–593.

Blaise, K.; Stensil, S.-P. (2020): Small Modular Reactors in Canada: Eroding Public Oversight and Canada's Transition to Susteinable Development. In: Black-Branch, J. L. und Fleck, D. (Hg.): Nuclear Non-Proliferation in International Law - Volume V. Legal challenges for nuclear security and deterrence. Den Haag, Berlin, Heidelberg: Asser Press; Springer (Nuclear non-proliferation in international law / Jonathan L. Black-Branch, Volume 5).

BMU - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (2019). Bericht der Bundesregierung für die Achte Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im März/April 2020. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit, 12.06.2019.

BMU - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (2005). Sicherheitsüberprüfung gemäß §19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse – (BAnz, 2005, Nr. 207). Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, 30.08.2005. Online verfügbar unter https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/rsh/3-bmub/3_74_3.pdf?__blob=publicationFile&v=1, zuletzt geprüft am 09.12.2020.

BMU - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (2010). Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Fünfte Überprüfungstagung im April 2011. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit. Bonn, 04.08.2010.

BMU - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (2013). Convention on Nuclear Safety, Report by the Government of the Federal Republic of Germany for the Sixth Review Meeting in March/April 2014. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit. Bonn, 26.06.2013.

BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (2015). Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (BAnz, AT 30.03.2015 B2). Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit, 30.03.2015. Online verfügbar unter https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/rsh/3-bmub/3_0_1.html, zuletzt geprüft am 01.12.2020.

Boarin, S.; Mancini, M.; Ricotti, M.; Locatelli, G. (2021): Economics and financing of small modular reactors (SMRs). In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 241–278. Online verfügbar unter http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780128239162000102, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Boarin, S.; Ricotti, M. E. (2014): An Evaluation of SMR Economic Attractiveness. In: *Science and Technology of Nuclear Installations* 2014, S. 1–8. DOI: 10.1155/2014/803698.

Boldon, L. M.; Sabharwall, P. (2014): Small modular reactor: First-of-a-Kind (FOAK) and Nth-of-a-Kind (NOAK) Economic Analysis, 2014.

Bouveret, P.; Barrillot, B.; Lalanne, D. (2013): Nuclear chromosomes: The national security implications of a French nuclear exit. In: *Bulletin of the Atomic Scientists* 69 (1), S. 11–17. DOI: 10.1177/0096340212470817.

Bracken, P. J. (2012): The second nuclear age, Strategy, danger, and the new power politics 1. ed. New York: Henry Holt and Co.

Bronson, R. (2016): Power shift in the Middle East. In: *Bulletin of the Atomic Scientists* 72 (1), S. 10–15. DOI: 10.1080/00963402.2016.1124654.

Cadet-Mercier, S. (2017): Irregularities and falsifications, Background and suggested improvements. ENSREG Conference. Autorité de Sûreté Nucléaire. Veranstalter: European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG). Brüssel, 29.06.2017.

Caldera, U.; Bogdanov, D.; Breyer, C. (2018): Desalination Costs Using Renewable Energy Technologies. In: Gude, V. G. (Hg.): Renewable Energy Powered Desalination Handbook: Elsevier, S. 287–329.

Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee (2018): A Call to Action: A Canadian Roadmap for Small Modular Reactors. Ottawa, Ontario Canada, 2018.

Carelli, M. D.; Garrone, P.; Locatelli, G.; Mancini, M.; Mycoff, C.; Trucco, P.; Ricotti, M. E. (2010): Economic features of integral, modular, small-to-medium size reactors. In: *Progress in Nuclear Energy* 52 (4), S. 403–414. DOI: 10.1016/j.pnucene.2009.09.003.

Choi, S. (2021): Small modular reactors (SMRs): The case of the Republic of Korea. In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 425–466.

Chu, S. (2010): America's New Nuclear Option. In: *The Wall Street Journal*. Online verfügbar unter https://www.wsj.com/articles/SB10001424052748704231304575092130239999278, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

CIP - Carnegie Endowment for International Peace (2018): Hibbs, M. The Future of Nuclear Power in China. Carnegie Endowment for International Peace. Washington, D.C., 2018. Online verfügbar unter https://carnegieendowment.org/2018/05/14/future-of-nuclear-power-in-china-pub-76311, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Clapisson, G.; Mysen, A. (2002): The First Stage of Licensing of PBMR in South Africa and Safety Issues. In: Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs. Paris, France, 18-20 February 2002. OECD Nuclear Energy Agency (NEA); International Atomic Energy Agency (IAEA).

CNL - Canadian Nuclear Laboratories (2016): Moore, M. The Economics of very small modular reactors in the north. Canadian Nuclear Laboratories. Ottawa, Ontario Canada, November 2016. Online verfügbar unter https://www.cnl.ca/site/media/Parent/Moore_ITMSR4.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

CNS - James Martin Center For Nonproliferation Studies (2018): Kane, C. Safeguards and Verification in Inaccessible Territories (CNS Occasional Paper, 39). James Martin Center For Nonproliferation Studies, Oktober 2018.

CNSC - Canadian Nuclear Safety Commission (2017). Pre-Project Design Review of Terrestrial Energy Inc. Integral Molten Salt Reactor-400, Phase 1 Executive Summary. Canadian Nuclear Safety Commission, November 2017. Online verfügbar unter http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/pdfs/Pre-Project_Design_Review/Terrestrial-Energy-Pre-Project-Design-Review-Exec-Summary-eng.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

CNSC - Canadian Nuclear Safety Commission (2020a). Record of Decision in the Matter of Global First Power, Decision on the scope of an environmental assessment for the proposed Micro Modular Reactor Project at the Chalk River Laboratories (DEC 20-H102). Canadian Nuclear Safety Commission, July 2020.

CNSC - Canadian Nuclear Safety Commission (2020b): Global First Power Micro Modular Reactor Project, Canadian Nuclear Safety Commission. Online verfügbar unter https://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/research-reactors/nuclear-facilities/chalk-river/global-first-micro-modular-reactor-project.cfm, zuletzt aktualisiert am 19.08.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

CNSC - Canadian Nuclear Safety Commission (2020c): Pre-Licensing Vendor Design Review, Canadian Nuclear Safety Commission. Online verfügbar unter https://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/index.cfm?pedisable=true, zuletzt aktualisiert am 23.10.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

CNSC - Canadian Nuclear Safety Commission (2020d): Small modular reactors, Canadian Nuclear Safety Commission. Online verfügbar unter http://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/research-reactors/other-reactor-facilities/small-modular-reactors.cfm, zuletzt aktualisiert am 19.11.2020, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Cox, E.; Johnstone, P. (2016): Understanding the Intensity of UK Policy Commitments to Nuclear Power. In: *SSRN Journal. DOI:* 10.2139/ssrn.2837691.

D'Auria, F. (2018): Status Report On Thermal-Hydraulic Passive Systems Design And Safety Assessment, Invited at focus session Safety of advanced Nuclear Power Plants on the Annual Meeting on Nuclear Technology (ANMT). Berlin, May 2018.

Davis, L. W. (2012): Prospects for Nuclear Power. In: *Journal of Economic Perspectives* 26 (1), S. 49–66. DOI: 10.1257/jep.26.1.49.

Ding, M.; Kloosterman, J. L.; Kooijman, T.; Linssen, R.; Abram, T.; Marsden, B.; Wickham, T. (2011): Design of a U-Battery®, A study sponsored by Urenco, and Koopman and Witteveen (PNR-131-2011-014). Delft, November 2011.

DIW (2018): Schill, W.-P.; Zerrahn, A.; Kempfert, C.; von Hirschausen, C. Die Energiewende wird nicht am Stromspeicher scheitern. DIW. Berlin, 2018. Online verfügbar unter https://www.diw.de/documents/publikationen/73/diw_01.c.591369.de/diw_aktuell_11.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

DIW (2019): Wealer, B.; Bauer, S.; Göke, L.; Hirschhausen, C. v.; Kemfert, C. Zu teuer und gefährlich: Atomkraft ist keine Option für eine klimafreundliche Energieversorgung. DIW. Berlin, Germany, 2019. Online verfügbar unter https://doi.org/10.18723/diw_wb:2019-30-1, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

DIW (2020): Wealer, B.; von Hirschhausen, C. Nuclear Power as a System Good, Organizational Models for Production Along the Value- Added Chain (DIW - Discussion Paper, 1883). DIW. Berlin, Germany, 2020. Online verfügbar unter https://www.diw.de/documents/publikationen/73/diw_01.c.793995.de/dp1883.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

DIW; TU Berlin (2018): Wealer, B.; Bauer, S.; Landry, N.; Seiß, H.; Hirschhausen, C. v. Nuclear Power Reactors Worldwide – Technology Developments, Diffusion Patterns, and Country-by-Country Analysis of Implementation (1951–2017). Data Documentation (93). DIW; TU Berlin. Berlin, 2018.

DoD - U.S. Department of Defense (2016). Task Force on Energy Systems for Forward/Remote Operating Bases, Final Report. U.S. Department of Defense. Washington, D. C., 01.08.2016.

DOE - U.S. Department of Energy (1986). An Analysis of Nuclear Power Plant Construction Costs (DOE/EIA-0485). U.S. Department of Energy. Washington, DC, 1986. Online verfügbar unter https://www.osti.gov/servlets/purl/6071600, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

e on - e on Kernkraft (2011). Abschlussbericht für den Europäischen Stresstest, Kernkraftwerk Isar 2. e on Kernkraft, 2011.

EnBW - EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerke Neckarwestheim (2011). Sicherheitsüberprüfung europäischer Kernkrafwerke vor dem Hintergrund des schweren Erdbebens und Tsunamis in Japan am 11. März 2011 [Europäische Stresstests], Standortbericht des Betreibers für den Standort Neckarwestheim [GKN] - Abschlussbericht (302/2011/10). EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerke Neckarwestheim, 31.10.2011.

Energy Futures Initiative (2017). The U.S. Nuclear Energy Enterprise: A Key National Security Enabler, A Special Report by the Energy Futures Initiative. Energy Futures Initiative. Washington, D.C., August 2017. Online verfügbar unter https://filecache.investorroom.com/mr5ircnw_energyfuels/366/2018.01.16-Exhibits-to-Petition_Part2.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Energy Policy Institute at Chicago (2011): Rosner, R.; Goldberg, S. Small Modular Reactors – Key to Future Nuclear Power Generation in the U.S. Energy Policy Institute at Chicago. Chicago, IL, USA, 2011. Online verfügbar unter http://nuclearstreet.com/cfs-filesystemfile/__key/telligent-evolution-components-attachments/01-34-00-00-00-02-21-22/Small-Modular-Reactor-White-Paper.pdf.

Energy Strategy Review (Hg.) (2017): Barkatullah, N.; Ahmad, A. Current status and emerging trends in financing nuclear power projects (18), 2017. Online verfügbar unter https://

www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S2211467X17300561?via%3Dihub, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Englert, M.; Frieß, F.; Ramana, M. V. (2017): Accident Scenarios Involving Pebble Bed High Temperature Reactors. In: *Science & Global Security* 25 (1), S. 42–55. DOI: 10.1080/08929882.2017.1275320.

Ernst & Young LLP (2016): Lewis, C.; MacSweeny, R.; Kirschel, M.; Josten, W.; Roulstone, T.; Locatelli, G. Small modular reactors: Can building nuclear power become more cost-effective?. Ernst & Young LLP. London, 2016. Online verfügbar unter https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/665300/TEA_Projects_5-7_-_SMR_Cost_Reduction_Study.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Esmaeilion, F. (2020): Hybrid renewable energy systems for desalination. In: *Appl Water Sci* 10 (3). DOI: 10.1007/s13201-020-1168-5.

European Commission (2019). The European Green Deal, Communication from the Commission (COM(2019) 640 final). European Commission, 11.12.2019. Online verfügbar unter https://eur-lex.europa.eu/legal-content/EN/TXT/?uri=COM%3A2019%3A640%3AFIN, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

FAK PSA - Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (2005a): Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (Schriften / Bundesamt für Strahlenschutz, 38). Bremerhaven: Wirtschaftsverl. NW Verl. für Neue Wiss. Online verfügbar unter https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-201011243838/1/BfS_2005_SCHR-38_05.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

FAK PSA - Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (2005b): Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (Schriften / Bundesamt für Strahlenschutz, 37). Bremerhaven: Wirtschaftsverl. NW Verl. für Neue Wiss. Online verfügbar unter http://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-201011243824/1/BfS_2005_SCHR-37_05.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

FAK PSA - Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (2016). Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (Stand: Mai 2015) (Schriften / Bundesamt für Strahlenschutz, 61). Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, 2016. Online verfügbar unter https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-2016091314090/3/BfS-SCHR-61-16.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Fasihi, M.; Breyer, C. (2020): Baseload electricity and hydrogen supply based on hybrid PV-wind power plants. In: *Journal of Cleaner Production* 243, S. 118466. DOI: 10.1016/j.jclepro.2019.118466.

Feiveson, H. A.; Glaser, A.; Mian, Z.; Hippel, F. v. (2014): Unmaking the bomb, A fissile material approach to nuclear disarmament and nonproliferation. Cambridge, Mass., London: The MIT Press.

Fichtlscherer, C.; Frieß, F.; Kütt, M. (2019): Assessing the PRISM reactor as a disposition option for the British plutonium stockpile. In: *Science & Global Security* 27 (2-3), S. 124–149. DOI: 10.1080/08929882.2019.1681736.

Forsberg, C. W.; Kress, T. (1997): Underground Reactor Containments: An Option for the Future?, Prepared for Presentation at the 2nd International Topical Meeting on Advanced Reactor Safety (CONF-970649-3), 18.02.1997.

Fraunhofer ISE - Fraunhofer-Institut für Solare Energiesysteme ISE (2020): Wirth, H. Aktuelle Fakten zur Photovoltaik in Deutschland. Fraunhofer-Institut für Solare Energiesysteme ISE, 2020. Online verfügbar unter https://www.ise.fraunhofer.de/content/dam/ise/de/documents/publications/studies/aktuelle-fakten-zur-photovoltaik-in-deutschland.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Frieß, F.; Kütt, M.; Englert, M. (2015): Proliferation issues related to fast SMRs. In: *Annals of Nuclear Energy* 85, S. 725–731. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.06.028.

Froese, S.; Kunz, N. C.; Ramana, M. V. (2020): Too small to be viable? The potential market for small modular reactors in mining and remote communities in Canada. In: *Energy Policy* 144. DOI: 10.1016/j.enpol.2020.111587.

Gattie, D. K. (2018): A strategic policy framework for advancing U.S. civilian nuclear power as a national security imperative. In: *The Electricity Journal* 31 (1), S. 23–32. DOI: 10.1016/j.tej.2017.12.002.

Gattie, D. K.; Massey, J. N. K. (2020): Twenty-First- Century US Nuclear Power, A National Security Imperative. In: *Strategic Studies Quarterly* 14 (3), S. 121–142. DOI: 10.2307/26937414.

GIF - Generation IV International Forum (2002). A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (GIF-002-00). Generation IV International Forum, December 2002. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/genivroadmap2002.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

GIF - Generation IV International Forum (2014). Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems. Generation IV International Forum, January 2014. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_60729/technology-roadmap-update-2013, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Gizzi, F. (2016): Implementierung komplexer Systemgüter. Dissertation, betreut von Beckers, Thorsten, Technische Universität Berlin, 2016.

Glaser, A. (2014): Small Modular Reactors, Technology and Deployment Choices. Briefing for the U.S. Nuclear Regulatory Commission. Veranstalter: U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC). Rockville, Maryland, 05.11.2014.

Glaser, A.; Hopkins, L. B.; Ramana, M. V. (2013): Resource Requirements and Proliferation Risks Associated with Small Modular Reactors. In: *Nuclear Technology* 184 (1), S. 121–129. DOI: 10.13182/NT13-A19873.

GRS - Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH (2015): Buchholz, S.; Krüssenberg, A.; Schaffrath, A.; Zipper, R. Studie zur Sicherheit und zu internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR), Abschlussbericht (GRS-376). Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH. Köln, Mai 2015. Online verfügbar unter https://www.grs.de/sites/default/files/pdf/grs-376.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Grubler, A. (2010): The costs of the French nuclear scale-up: A case of negative learning by doing. In: *Energy Policy* 38 (9), S. 5174–5188. DOI: 10.1016/j.enpol.2010.05.003.

Gulagi, A.; Ram, M.; Solomon, A. A.; Khan, M.; Breyer, C. (2020): Current energy policies and possible transition scenarios adopting renewable energy: A case study for Bangladesh. In: *Renewable Energy* 155, S. 899–920. DOI: 10.1016/j.renene.2020.03.119.

Haas, R.; Thomas, S.; Ajanovic, A. (2019): The Historical Development of the Costs of Nuclear Power. In: Haas, R.; Mez, L. und Ajanovic, A. (Hg.): The technological and economic future of

nuclear power. Wiesbaden: Springer Fachmedien Wiesbaden (Energiepolitik und Klimaschutz), S. 97–115.

Hatch (2016). Ontario Ministry of Energy SMR Deployment Feasibility Study, Feasibility of the Potential Deployment of Small Modular Reactors (SMRs) in Ontario. Hatch. Ontario Ministry of Energy (Hg.). Ontario, Kanada, 02.06.2016. Online verfügbar unter http://ontarioenergyreport.ca/pdfs/MOE%20-%20Feasibility%20Study_SMRs%20-%20June%202016.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

HCTISN - Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécuriteé nucléaire (2017). HCTISN Report On The Flamanville 3 EPR Reactor Vessel Anomalies. Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécuriteé nucléaire. La Défense Cedex, June 2017.

Heinrich-Böll-Stiftung (2010): Thomas, S. The Economics of nuclear power: An update. Heinrich-Böll-Stiftung. Brussels, 2010.

Hewlett, R. G.; Duncan, F. (1974): Nuclear Navy, 1946-1962. Chicago and London: The University of Chicago Press. Online verfügbar unter https://www.energy.gov/sites/prod/files/2013/08/f2/HewlettandDuncanNuclearNavyComplete.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

Hirschhausen, C. v.; Gerbaulet, C.; Kemfert, C.; Lorenz, C.; Oei, P.-Y. (Hg.) (2018): Energiewende "Made in Germany", Low Carbon Electricity Sector Reform in the European Context. Cham: Springer International Publishing. Online verfügbar unter https://link.springer.com/book/10.1007/978-3-319-95126-3, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Holcomb, D. (2015): Molten Salt Reactors Today, Status & Challenges. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. U.S. Department of Energy. Veranstalter: Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Oak Ridge, 15.10.2015. Online verfügbar unter https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/05-Current%20MSR%20Status%20and%20Challenges_David%20Holcomb.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Holcomb, D. (2017): U.S. MSR Development Programs & Supportive Efforts, GIF Molten Salt Reactor pSSC. U.S. Department of Energy. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF). Schweiz, 24.01.2017. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-03/04_david_holcomb_usa_2017-03-09_11-36-11_401.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Hoover Institution Press (2015): Madia, W. J.; Vine, G.; Matzie, R. Small Modular Reactors: A Call for Action (Reinventing Nuclear Power Essay Series). Hoover Institution Press. Board of Trustees of the Leland Stanford Juior University (Hg.). Stanford, California, 2015. Online verfügbar unter https://www.hoover.org/sites/default/files/research/docs/small-modular-reactors-a-call-for-action-by-william-j-madia-gary-vine-and-regis-matzie.pdf#overlay-context=research/small-modular-reactors-call-action, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Hopkins, J. L. (2020): Testimony of NuScale Power before the House Committee on Energy and Commerce Subcommittee on Energy, “Building a 100 Percent Clean Economy: Advanced Nuclear Technology’s Role in a Decarbonized Future”, 03.03.2020. Online verfügbar unter https://www.congress.gov/116/meeting/house/110640/witnesses/HHRG-116-IF03-Wstate-HopkinsJ-20200303.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (1972). The Structure and Content of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (IAEA-INFCIRC, 153). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, June 1972. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/documents/infcircs/1972/infcirc153.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (1994). Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety) (INFCIRC/449). International Atomic Energy Agency, 05.07.1994.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2006). Fundamental safety principles (Safety Standards Series, SF-1). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2006. Online verfügbar unter http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1273_web.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2007). Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation (IAEA-TECDOC-1569). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2007.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2008): Financing of new nuclear power plants (Nuclear Energy Series, NG-T-4.2). Online verfügbar unter http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1345_web.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2010). Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Specific Safety Guide, SSG-9). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2010.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2011a). Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Specific Safety Guide, SSG-18). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2011.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2011b). Status of Small and Medium Sized Reactor Designs, A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, September 2011. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/Publications/SMR-booklet.pdf, zuletzt geprüft am 02.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2012a). INPRO Collaborative Project: Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis (PRADA) (IAEA-TECDOC, 1684). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2012.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2012b). Status of Fast Reactor Research and Technology Development (IAEA-TECDOC-1691). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2012.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2012c). Status Of Small And Medium Sized Reactor Designs, A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, September 2012.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2013). Legal and Institutional Issues of Transportable Nuclear Power Plants: A Preliminary Study (Nuclear Energy Series, NG-T-3.5). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2013. Online verfügbar unter https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1624_web.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2014). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, September 2014. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/Publications/IAEA_SMR_Booklet_2014.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2015a). The Fukushima Daiichi Accident, Report by the Director General (GC(59)/14). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2015.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2015b). Vienna Declaration on Nuclear Safety, On principles for the implementation of the objective of the Convention on Nuclear Safety to prevent

accidents and mitigate radiological consequences. International Atomic Energy Agency, 09.02.2015.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2016a). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2016. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2016.pdf, zuletzt geprüft am 29.12.2020.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2016b). Safety Assessment for Facilities and Activities, General Safety Requirements (IAEA Safety Standards Series - General Safety Requirements, GSR Part 4 (Rev. 1)). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2016. Online verfügbar unter https://ebookcentral.proquest.com/lib/gbv/detail.action?docID=4853327, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2016c). Safety of Nuclear Power Plants: Design (Specific Safety Requirements, SSR-2/1 (Rev. 1)). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2016.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2017a). Industrial Application for Nuclear Energy (Nuclear Energy Series, NP-T-4.3). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2017. Online verfügbar unter https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1772_web.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2017b). Safety Aspects of Nuclear Power Plants in Human Induced External Events: General Considerations (Safety Report Series, 86). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2017.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2018a). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2018. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2018.pdf, zuletzt geprüft am 16.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2018b). Deployment Indicators for Small Modular Reactors, Methodology, Analysis of Key Factors and Case Studies (IAEA-TECDOC). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2018. Online verfügbar unter http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1854web.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2019a). IAEA Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection - 2018 Edition. International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2019.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2019b). International Safeguards in the Design of Reprocessing Plants (IAEA Nuclear Energy Series, NF-T-3.2). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2019.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2019c). Site Evaluation for Nuclear Installations (Specific Safety Requirements, SSR-1). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2019. Online verfügbar unter https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1837_web.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2020a). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020 Edition. International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2020. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf, zuletzt geprüft am 14.11.2020.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2020b). Applicability of Design Safety Requirements to Small Modular Reactor Technologies Intended for Near Term Deployment, Light Water Reactors, High Temperature Gas Cooled Reactors (IAEA-TECDOC, 1936). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2020. Online verfügbar unter https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1936_web.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2020c). Passive Shutdown Systems for Fast Neutron Reactors (IAEA Nuclear Energy Series, NR-T-1.16). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 2020. Online verfügbar unter https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1863E_web.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2020d): Advanced Reactors Information System (ARIS) Databank, International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/sites/overview.html, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2020e): Advanced Reactors Information System, International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/, zuletzt geprüft am 29.12.2020.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2020f): Power Reactor Information System (PRIS), International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/PRIS/home.aspx, zuletzt geprüft am 31.01.2021.

IAEA - International Atomic Energy Agency (2021): Small Modular Reactor (SMR) Regulators' Forum, International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors/smr-regulators-forum, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

IANUS - Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit (1989): Kankeleit, E.; Küppers, C.; Imkeller, U. Bericht zur Waffentauglichkeit von Reaktorplutonium (IANUS Arbeitsbericht, 1/1989). Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit. Darmstadt, 1989.

IANUS - Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit; Öko-Institut e.V. (1999): Liebert, W.; Bähr, R.; Glaser, A.; Hahn, L.; Pistner, C. Review-Studie Fortgeschrittene Nuklearsysteme, Für das TA-Programm des Schweizerischen Wissenschaftsrates. Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit; Öko-Institut e.V., April 1999.

IGES Institut, TU Berlin (2008): Beckers, T.; Brenck, A.; Gehrt, J.; Klatt, J. P. Rationalität und Ausgestaltung privater Finanzierung in PPP-Projekten. Studie im Auftrag der Initiative Finanzstandort Deutschland (IFD). IGES Institut, TU Berlin. Berlin, 2008.

Ingersoll, D. T.; Carelli, M. D. (Hg.) (2021): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors Second Edition (Woodhead Publishing Series in Energy;). Duxford: Woodhead Publishing (WP).

INL - Idaho National Laboratory (2014): Ingersoll, D.; Hughton, Z.; Desportes, C.; Bromm, R.; McKellar, M.; Boardmann, R. Extending Nuclear Energy to Nonelectrical Applications, The 19th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC 2014). Idaho National Laboratory, August 2014. Online verfügbar unter https://inldigitallibrary.inl.gov/sites/sti/sti/6303857.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

INL - Idaho National Laboratory (2020): Reiss, T. P. Evaluation of Microreactor Inhalation Dose Consequences (INL/EXT-20-58163-Revision-0). Idaho National Laboratory, April 2020.

International Institute for Applied Systems Analysis (2009): Grubler, A. An assessment of the costs of the French nuclear PWR program 1970-2000 (IR-09-036). International Institute for Applied

Systems Analysis. Laxenburg, Austria, 2009. Online verfügbar unter http://pure.iiasa.ac.at/id/eprint/9116/1/IR-09-036.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IPFM - International Panel on Fissile Materials (2010): Cochran, T. B.; Feiveson, H. A.; Patterson, W.; Pshakin, G.; Ramana, M.; Schneider, M.; Suzuki, T.; Hippel, F. v. Fast Breeder Reactor Programs: History and Status (Research Report, 8). International Panel on Fissile Materials, February 2010.

IRENA - International Renewable Energy Agency; IEA - International Energy Agency; REN21 (2020). Renewable energy policies in a time of transition: Heating and cooling. International Renewable Energy Agency; International Energy Agency; REN21, 2020. Online verfügbar unter https://www.irena.org/-/media/Files/IRENA/Agency/Publication/2020/Nov/IRENA_IEA_REN21_Policies_Heating_Cooling_2020.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

IRSN - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (2015). Review of Generation IV Nuclear Energy Systems. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, April 2015. Online verfügbar unter http://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Documents/IRSN_Report-GenIV_04-2015.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

ISIS - Institute for Science and International Security (2017): Burkhard, S.; Wenig, E.; Albright, D.; Stricker, A. Saudi Arabia's Nuclear Ambitions and Proliferation Risks. Institute for Science and International Security, 30.03.2017. Online verfügbar unter http://isis-online.org/uploads/isis-reports/documents/SaudiArabiaProliferationRisks_30Mar2017_Final.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Iyer, G.; Hultman, N.; Fetter, S.; Kim, S. H. (2014): Implications of small modular reactors for climate change mitigation. In: *Energy Economics* 45, S. 144–154. DOI: 10.1016/j.eneco.2014.06.023.

Jacobson, M. Z. (2021): 100% clean, renewable energy and storage for everything. Cambridge: Cambridge University Press.

Joskow, P. L.; Parsons, J. E. (2012): The Future of Nuclear Power After Fukushima. In: *EEEP* 1 (2). DOI: 10.5547/2160-5890.1.2.7.

Kairos Power LLC (2018). Design Overview of the Kairos Power Fluoride Salt-Cooled, High Temperature Reactor. Kairos Power LLC, November 2018. Online verfügbar unter https://adamswebsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML18337A040, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

Kemeny, L. (1984): The Practical Problems and Issues Pertaining to Nuclear Energy in Less-Developed Countries. In: Brookes, L. G. und Motamen, H. (Hg.): The Economics of Nuclear Energy. Dordrecht, s.l.: Springer Netherlands, S. 334–359.

Kemp, R. S. (2016): Environmental Detection of Clandestine Nuclear Weapon Programs. In: *Annu. Rev. Earth Planet. Sci.* 44 (1), S. 17–35. DOI: 10.1146/annurev-earth-060115-012526.

Kenning, T. (2018): Mali gold mine to halve energy costs with 40MW solar-storage-HFO plant. Energy Storage News (Hg.). Online verfügbar unter https://www.energy-storage.news/news/mali-gold-mine-to-halve-energy-costs-with-40mw-solar-storage-hfo-plant, zuletzt aktualisiert am 26.11.2018, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Kessides, I. N. (2014): Powering Africa's sustainable development: The potential role of nuclear energy. In: *Energy Policy* 74, 57-70. DOI: 10.1016/j.enpol.2014.04.037.

Kim, B. G.; Yeo, S.; Lee, Y. W.; Cho, M. S. (2015): Comparison of diffusion coefficients and activation energies for Ag diffusion in silicon carbide. In: *Nuclear Engineering and Technology* 47 (5), S. 608–616. DOI: 10.1016/j.net.2015.05.004.

Kindt, T.; Haque, H. (1992): Recriticality of the HTR-Module Power Reactor after Hypothetical Accidents. In: *Nuclear Engineering and Design* 137 (1), S. 107.

Kinsey, S.; Jessup, W. (2018): United States Nuclear Manufacturing Infrastructure Assessment, 2018.

Komanoff, C. (1981): Power plant cost escalation: nuclear and coal capital costs, regulation, and economics. New York, USA: Van Nostrand Reinhold.

Koomey, J.; Hultman, N. E. (2007): A reactor-level analysis of busbar costs for US nuclear plants, 1970–2005. In: *Energy Policy* 35 (11), S. 5630–5642. DOI: 10.1016/j.enpol.2007.06.005.

Krane, J.; Jaffe, A. M.; Elass, J. (2016): Nuclear energy in the Middle East: Chimera or solution? In: *Bulletin of the Atomic Scientists* 72 (1), S. 44–51. DOI: 10.1080/00963402.2016.1124662.

KTA - Kerntechnischer Ausschuss (2017). Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter, Fassung 2017-11 (KTA, 3407). Kerntechnischer Ausschuss, 2017.

KTA - Kerntechnischer Ausschuss (2019): KTA-GS. KTA Begriffe-Sammlung (KTA-GS-12). Kerntechnischer Ausschuss, Februar 2019.

Kütt, M.; Frieß, F.; Englert, M. (2014): Plutonium Disposition in the BN-800 Fast Reactor, An Assessment of Plutonium Isotopics and Breeding. In: *Science & Global Security* 22 (3), S. 188–208. DOI: 10.1080/08929882.2014.952578.

Lake, A.; Rezaie, B.; Beyerlein, S. (2017): Review of district heating and cooling systems for a sustainable future. In: *Renewable and Sustainable Energy Reviews* 67, S. 417–425. DOI: 10.1016/j.rser.2016.09.061.

Lazard (Hg.) (2020): Ray, D. Lazard's Levelized Cost of Energy Analysis (14.0), Oktober 2020. Online verfügbar unter https://www.lazard.com/media/451419/lazards-levelized-cost-of-energy-version-140.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Lesinski, M. (2017): Perspectives on Canadas SMR Opportunity, Summary Report: Request for Espression of interest - CNL's Small Modular Reactor Strategy. Online verfügbar unter https://www.cnl.ca/site/media/Parent/CNL_SmModularReactor_Report.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Lévêque, F. (2014): The economics and uncertainties of nuclear power. Cambridge: Cambridge Univ. Press.

List - Gesellschaft e.V. (1957): De Breuvery, E. S. Quelques aspects économiques de l'utilisation de l'énergie nucléaire dans les pays sous-développés (Zur Ökonomik und Technik der Atomzeit, 3). List - Gesellschaft e.V. H.W. Zimmermann (Hg.). Tübingen, 1957.

List - Gesellschaft e.V. (1963): Grosse, N. Ökonomik der Kernenergie (A) (Ökonomik der Kernenergie). List - Gesellschaft e.V. Harry W. Zimmermann (Hg.). Basel, Tübingen, 1963.

Lloyd, C.; Lyons, R.; Roulstone, T. (2020): Expanding Nuclear's Contribution to Climate Change with SMRs. In: *Nuclear Future*, S. 39.

Locatelli, G.; Mancini, M. (2010): Competitiveness of Small-Medium, New Generation Reactors: A Comparative Study on Decommissioning. In: *Journal of Engineering for Gas Turbines and Power* 132 (10). DOI: 10.1115/1.4000613.

Lovins, A. B.; Lovins, L. H.; Ross, L. (1980): Nuclear Power and Nuclear Bombs. In: *Foreign Affairs* 58 (5), S. 1137–1177. Online verfügbar unter https://www.foreignaffairs.com/articles/1980-06-01/nuclear-power-and-nuclear-bombs, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Lyman, E. (2019): The Pentagon wants to boldly go where no nuclear reactor has gone before. It won't work. In: *Bulletin of the Atomic Scientists*. Online verfügbar unter https://thebulletin.org/

2019/02/the-pentagon-wants-to-boldly-go-where-no-nuclear-reactor-has-gone-before-it-wont-work/, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

MacKerron, G. (1992): Nuclear costs. In: *Energy Policy* 20 (7), S. 641–652. DOI: 10.1016/0301-4215(92)90006-N.

Mark, J. C. (1993): Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. In: *Science & Global Security* 4, S. 111–128.

Massemin, E. (2017a): 1 - La très étrange transaction de 170 millions d'euros entre Areva et M. Bolloré, Reportere le quotidien de l'écologie. Online verfügbar unter https://reporterre.net/1-La-tres-etrange-transaction-de-170-millions-d-euros-entre-Areva-et-M-Bollore, zuletzt aktualisiert am 02.10.2017, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Massemin, E. (2017b): 2 - Derrière le fiasco de l'EPR, les errements du Creusot sous la responsabilité de M. Bolloré et d'Areva, Reportere le quotidien de l'écologie. Online verfügbar unter https://reporterre.net/2-Derriere-le-fiasco-de-l-EPR-les-errements-du-Creusot-sous-la-responsabilite, zuletzt aktualisiert am 03.10.2017, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Massemin, E. (2017c): 3 - Dans l'usine du Creusot, trois décennies de gestion défaillante, Reportere le quotidien de l'écologie. Online verfügbar unter https://reporterre.net/3-Dans-l-usine-du-Creusot-trois-decennies-de-gestion-defaillante, zuletzt aktualisiert am 04.10.2017, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Mendelevitch, R.; Hauenstein, C.; Holz, F. (2019): The death spiral of coal in the U.S.: will changes in U.S. Policy turn the tide? In: *Climate Policy* 19 (10), S. 1310–1324. DOI: 10.1080/14693062.2019.1641462.

Merwe, J. J. van der; Clifford, I. (2008): Development and application of the PBMR fission product release calculation model. In: *Nuclear Engineering and Design* 238 (11), S. 3092–3101. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2008.02.008.

Mignacca, B.; Locatelli, G. (2020a): Economics and finance of Molten Salt Reactors. In: *Progress in Nuclear Energy* 129, S. 103503. DOI: 10.1016/j.pnucene.2020.103503.

Mignacca, B.; Locatelli, G. (2020b): Economics and finance of Small Modular Reactors: A systematic review and research agenda. In: *Renewable and Sustainable Energy Reviews* 118, S. 109519. DOI: 10.1016/j.rser.2019.109519.

Minato, K.; Sawa, K.; Koya, T.; Tomita, T.; Ishikawa, A.; Baldwin, C. A.; Gabbard, W. A.; Malone, C. M. (2000): Fission Product Release Behavior of Individual Coated Fuel Particles for High-Temperature Gas-Cooled Reactors. In: *Nuclear Technology* 131, S. 36–47.

MIT - Massachusetts Institute of Technology (2003): Deutch, J.; Moniz, E. J.; Ansolabehere, S.; Driscoll, M.; Gray, P. E.; Holdren, J. P.; Joskow, P. L.; Lester, R. K.; Todreas, N. E. The Future of Nuclear Power, An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003.

MIT - Massachusetts Institute of Technology (2009): Deutch, J.; Forsberg, C. W.; Kadak, A. C.; Kazimi, M. S.; Moniz, E. J.; Parsons, J. E.; Du Yangbo; Pierpoint, L. Update of the MIT 2003 Future of Nuclear Power Study, An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2009.

MIT - Massachusetts Institute of Technology (2018). The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World. Massachusetts Institute of Technology, 2018, zuletzt geprüft am 31.01.2021.

MMC - Mitsubishi Materials Corporation (2018). Special Investigation Committee Interim Report Relating to Non-Conformig Products at MMC Subsidiaries. Mitsubishi Materials Corporation, 20.02.2018.

Moormann, R. (2011): Phenomenology of Graphite Burning in Air Ingress Accidents of HTRs. In: *Science and Technology of Nuclear Installations* 2011 (1-2), S. 1–13. DOI: 10.1155/2011/589747.

Morgan, M. G.; Abdulla, A.; Ford, M. J.; Rath, M. (2018): US nuclear power, The vanishing low-carbon wedge. In: *Proceedings of the National Academy of Sciences of the United States of America* 115 (28), S. 7184–7189. DOI: 10.1073/pnas.1804655115.

Mycle Schneider (Hg.) (2015): Schneider, M.; Froggatt, A.; Hazemann, J.; Katsuta, T.; Ramana, M.; Thomas, S. The World Nuclear Industry Status Report, 2015. Online verfügbar unter https://www.worldnuclearreport.org/IMG/pdf/20151023MSC-WNISR2015-V4-HR.pdf, zuletzt geprüft am 31.01.2021.

Mycle Schneider Consulting (2020): Schneider, M.; Froggatt, A.; Hazemann, J.; Ahmad, A.; Katsuta, T.; Ramana, M. V.; Wealer, B. The World Nuclear Industry Status Report 2020. Mycle Schneider Consulting. Paris, London, 2020.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2000): Reduction of capital costs of nuclear power plants (Nuclear development). Paris.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2008): Market competition in the nuclear industry (Nuclear development). Paris.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2009): The financing of nuclear power plants (Nuclear development). Paris: OECD. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14380/the-financing-of-nuclear-power-plants?details=true, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2015). Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, Short- to long-term considerations (7224). OECD Nuclear Energy Agency, 2015.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2016). Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment. OECD Nuclear Energy Agency, 2016. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/7213-smrs.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2018). Uranium 2018: Ressources, Production and Demand (7413). OECD Nuclear Energy Agency, 2018.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2020a). Nuclear operators' third party liability amounts and financial security limits. OECD Nuclear Energy Agency, October 2020. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_31866/table-on-operator-liability-amounts-and-financial-security-limits-non-official-updated-october-2020, zuletzt geprüft am 05.01.2021.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2020b): NEA - OECD Nuclear Energy Agency. Unlocking Reductions in the Construction Costs of Nuclear: A Practical Guide for Stakeholders (Nuclear Technology Development and Economics, NEA no. 7530). OECD Nuclear Energy Agency, 2020.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency; CNRA - Committee on Nuclear Regulatory Activities (2011). Operating Experience Report: Counterfeit, Suspect and Fraudulent Items, Working Group on Operating Experience. Proceedings and Analysis on an Item of Generic Interest (NEA/CNRA/R(2011)9). OECD Nuclear Energy Agency; Committee on Nuclear Regulatory Activities, 17.10.2011.

NEA - OECD Nuclear Energy Agency; CNRA - Committee on Nuclear Regulatory Activities (2013). Regulatory oversight of Non-confirming, Counterfeit, Fraudulent and Suspect Items (NCFSI), Final NCFSI Task Group Report (NEA/CNRA/R(2012)7). OECD Nuclear Energy Agency; Committee on Nuclear Regulatory Activities, 15.02.2013.

Neles, J. M.; Pistner, C. (Hg.) (2012): Kerntechnik, Eine Technik für die Zukunft? (Technik im Fokus). Berlin, Heidelberg: Springer Vieweg.

NEPI - National Energy Policy Institute (2012): Rothwell, G. Small Modular Reactors: Costs, Waste and Safety Benefits (NEPI Working Paper, https://www.ourenergypolicy.org/wp-content/uploads/2013/07/Rothwell-Small-Modular-Reactors-Dec-20121.pdf). National Energy Policy Institute, 17.12.2012. Online verfügbar unter https://www.ourenergypolicy.org/wp-content/uploads/2013/07/Rothwell-Small-Modular-Reactors-Dec-20121.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Nian, V.; Zhong, S. (2020): Economic feasibility of flexible energy productions by small modular reactors from the perspective of integrated planning. In: *Progress in Nuclear Energy* 118, S. 103106. DOI: 10.1016/j.pnucene.2019.103106.

NKS - Nordic nuclear safety research (2006): Reistad, O.; Ølgaard, P. L. Russian Nuclear Power Plants for Marine Applications (NKS-138). Nordic nuclear safety research, April 2006.

NNL - UK National Nuclear Laboratory (2010). The Thorium Fuel Cycle, An independent assessment by the UK National Nuclear Laboratory (Position Paper). UK National Nuclear Laboratory. Warrington, U.K., August 2010.

NPEC - Nonproliferation Policy Education Center (2004): Gilinsky, V.; Miller, M.; Hubbard, H. A Fresh Examination of the Proliferation Dangers of Light Water Reactors. Nonproliferation Policy Education Center. Washington, D. C., 22.10.2004.

NPEC - Nonproliferation Policy Education Center (2018): Jones, G. S. Reactor-Grade Plutonium and Nuclear Weapons: Exploding the Myths. Nonproliferation Policy Education Center. Arlington, VA, 2018.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (1989). Draft Preapplication Safety Evaluation Report for the Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor (NUREG, 1338). U.S. Nuclear Regulatory Commission, March 1989. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML0527/ML052780497.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993). Issues Pertaining to Advanced Reactor (PRISM, MHTGR & PIUS) & CANDU 3 Designs & their Relationship to Current Regulatory Requirements (SECY-93-092). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 08.04.1993. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML0402/ML040210725.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (1994). Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor, Final Report (NUREG, 1368). U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, D.C., 1994. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML0634/ML063410561.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2004): Morris, R. N.; Petti, D. A.; Powers, D. A.; Boyack, B. E.; Rubin, M. B. TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations,and Accidents (NUREG/CR-6844) (Volume 1). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2004. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6844/v1/index.html, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2005). Second Status Paper On The Staff's Proposed Regulatory Structure For New Plant Licensing And Update On Policy Issues Related To New Plant Licensing (Policy Issue, SECY-05-0006). U.S. Nuclear Regulatory Commission,

07.01.2005. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2005/secy2005-0006/2005-0006scy.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2009). Consideration of Aircraft Impacts for New Nuclear Power Reactors, Final Rule (Federal Register, Vol. 74, No. 112). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 12.06.2009. Online verfügbar unter https://www.govinfo.gov/content/pkg/FR-2009-06-12/pdf/E9-13582.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2010). Potential Policy, Licensing, And Key Technical Issues For Small Modular Nuclear Reactor Designs (Policy Issue, SECY-10-0034). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 28.03.2010. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2010/secy2010-0034/2010-0034scy.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2011a). Insurance And Liability Regulatory Requirements For Small Modular Reactor Facilities (Policy Issue, SECY-11-0178). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 22.12.2011. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1133/ML113340133.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2011b). Staff Assessment of Selected Small Modular Reactor Issues Identified in SECY-10-0034 (Policy Issue, SECY-11-0112). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 12.08.2011. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1104/ML110460434.pdf, zuletzt geprüft am 15.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2012). Human Factors Engineering Program Review Model (Revision 3) (NUREG, 0711). U.S. Nuclear Regulatory Commission, November 2012. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1232/ML12324A013.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2013). U.S. Nuclear Regulatory Commission Staff Recommendation For The Disposition Of Recommendation 1 Of The Near-Term Task Force Report, Enclosure 3 Defense-In-Depth Observations and Detailed History (Policy Issue, SECY-13-0132). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 06.12.2013. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1327/ML13277A425.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2015). Standard Review Plan, Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation for New Reactors (Revision 3) (NUREG, 0800). U.S. Nuclear Regulatory Commission, December 2015. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1508/ML15089A068.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2016). NuScale Control Room Configuration And Staffing Levels, Letter to NuScale Power, LLC. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 14.01.2016. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1530/ML15302A516.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2018a). Functional Containment Performance Criteria For Non-Light-Water-Reactors (Policy Issue, SECY-18-0096). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 28.09.2018. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1811/ML18115A157.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2018b). Functional Containment Performance Criteria For Non-Light-Water-Reactors, Enclosure 1: Functional Containment Performance Criteria Background (Policy Issue, SECY-18-0096). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 28.09.2018. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1811/ML18115A231.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2018c). Functional Containment Performance Criteria For Non-Light-Water-Reactors, Enclosure 2: Functional Containment Performance Criteria Technology-Inclusive, Risk-Informed, Performance-Based Approach (Policy Issue, SECY-18-0096). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 28.09.2018. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1811/ML18115A367.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2019). Guidance for a Technology-Inclusive, Risk-Informed, and Performance-Based Methodology to Inform the Licensing Basis and Content of Applications for Licenses, Certifications, and Approvals for Non-Light-Water Reactors (Draft Regulatory Guide, DG-1353). U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 2019.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020a). BWRX-300 Reactor Pressure Vessel Isolation And Overpressure Protection, Safety Evaluation By The Office Of Nuclear Reactor Regulation. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2017/ML20176A449.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020b). Emergency Preparedness for Small Modular Reactors and Other New Technologies (Federal Register, 85 FR 28436). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 12.05.2020. Online verfügbar unter https://www.govinfo.gov/content/pkg/FR-2020-05-12/pdf/2020-09666.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020c). Options and Recommendation for Population-Related Siting Considerations for Advanced Reactors (Policy Issue, SECY-20-0045). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 08.05.2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1926/ML19262H152.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020d). PHASE 6 - NuScale DC Final Safety Evaluation Report (Complete with Appendices) (ML20023A318). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 28.08.2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2002/ML20023A318.html, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020e). PHASE 6 - NuScale DC Final Safety Evaluation Report (Complete with Appendices), Chapter 1 - Introduction and General Discussion. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 22.07.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020f). Population-Related Siting Considerations For Advanced Reactors (Policy Issue, SECY-20-0045). U.S. Nuclear Regulatory Commission, 08.05.2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19143A194.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020g): Advanced Reactors Details, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/details.html#licensing, zuletzt aktualisiert am 23.12.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020h): Aurora – Oklo Application, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col/aurora-oklo.html, zuletzt aktualisiert am 24.09.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020i): BWXT mPower™, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/mpower.html, zuletzt aktualisiert am 28.08.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020j): Design Certification Application - NuScale, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/nuscale.html, zuletzt aktualisiert am 14.05.2020, zuletzt geprüft am 16.11.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020k): Early Site Permit Application - Clinch River Nuclear Site, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/clinch-river.html, zuletzt aktualisiert am 14.05.2020, zuletzt geprüft am 05.06.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020l): GEH BWRX-300, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/bwrx-300.html, zuletzt aktualisiert am 03.12.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020m): Past Non-Light Water Reactor Activities and Pre-application Safety Evaluation Reports, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/non-lwr-activities.html, zuletzt aktualisiert am 15.09.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020n): Small Modular Reactors (LWR designs), U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr.html, zuletzt aktualisiert am 03.12.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020o): SMR-160, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/holtec.html, zuletzt aktualisiert am 03.12.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2020p): Standard Design Approval (SDA) Application – NuScale720, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/nuscale-720-sda.html, zuletzt aktualisiert am 02.12.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NRDC - Natural Resources Defense Council (1995): Cochran, T. B.; Paine, C. E. Nuclear Weapons Databook, The Amount of Plutonium and Highly-Enriched Uranium Needed for Pure Fission Nuclear Weapons. Natural Resources Defense Council. Washington, D. C., 1995.

NuScale Power (2020a). NuScale Standard Plant Design Certification Application, Emergency Plans (Revision 5). NuScale Power, July 2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A517.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NuScale Power (2020b). NuScale Standard Plant Design Certification Application, Engineered Safety Features (Revision 5). NuScale Power, July 2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A494.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NuScale Power (2020c). NuScale Standard Plant Design Certification Application, Introduction and General Description of the Plant (Revision 5). NuScale Power, July 2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A481.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

NuScale Power (2020d). NuScale Standard Plant Design Certification Application, Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation (Revision 5). NuScale Power, July 2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A508.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

Office of Nuclear Reactor Regulation (2020): Lu, S. Evaluation of NuScale Post ECCS Actuation Boron Dilution Events, Revision 1. (ML20232D086). Office of Nuclear Reactor Regulation, 06.07.2020.

Oklo (2020a). Oklo Power Combined Operating License Application for the Aurora at INL, Part II: Final Safety Analysis Report. Oklo, 2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2007/ML20075A003.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

Oklo (2020b). Oklo Power Combined Operating License Application for the Aurora at INL, Part V: Non-applicabilities and requested exemptions. Oklo, 2020. Online verfügbar unter https://www.nrc.gov/docs/ML2007/ML20075A006.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

Öko-Institut e.V. (1986): Frey, G.; Fritsche, U.; Herbert, A.; Kohler, S. Der Thorium-Hochtemperaturreaktor in Hamm und die geplanten Hochtemperaturreaktor-Varianten. Öko-Institut e.V. Freiburg, 1986.

Öko-Institut e.V. (2015): Pistner, C.; Englert, M. Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan, Vertiefte Ereignisanalyse zur Anlage Fukushima-Daini. Öko-Institut e.V. Darmstadt, 25.02.2015. Online verfügbar unter https://www.oeko.de/oekodoc/2309/2015-084-de.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Öko-Institut e.V. (2017): Pistner, C.; Englert, M. Neue Reaktorkonzepte, Eine Analyse des aktuellen Forschungsstands. Im Auftrag der Schweizerischen Energie-Stiftung. Öko-Institut e.V. Darmstadt, April 2017. Online verfügbar unter https://www.oeko.de/fileadmin/oekodoc/Neue-Reaktorkonzepte.pdf, zuletzt geprüft am 16.01.2021.

Oktavian, M. R.; Febrita, D.; Arief, M. M. (2018): Cogeneration Power-Desalination in Small Modular Reactors (SMRs) for Load Following in Indonesia (2018 4th International Conference on Science and Technology (ICST)). Yogyakarta, Indonesia, 12.11.2018.

ONR - Office for Nuclear Regulation (2019). Licensing Nuclear Installations. Office for Nuclear Regulation, September 2019. Online verfügbar unter http://www.onr.org.uk/licensing-nuclear-installations.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

ONR - Office for Nuclear Regulation (2020): Generic Design Assessment (GDA), Office for Nuclear Regulation. Online verfügbar unter http://www.onr.org.uk/civil-nuclear-reactors/generic-design-assessment.htm, zuletzt aktualisiert am 25.02.2020, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

Oregon Physicians for Social Responsibility (Hg.) (2020): Ramana, M. Eyes Wide Shut: Problems with the Utah Associated Municipal Power Systems Proposal to Construct NuScale Small Modular Nuclear Reactors, 2020. Online verfügbar unter https://d3n8a8pro7vhmx.cloudfront.net/oregonpsrorg/pages/1625/attachments/original/1598897964/EyesWideShutReport_Final-30August2020.pdf?1598897964, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Petrovic, B. (2021): Safety of integral pressurized water reactors (iPWRs). In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 188–215.

Pioro, I. L. (Hg.) (2016): Handbook of generation IV nuclear reactors (Woodhead Publishing series in energy, Number 103). Amsterdam, Boston, Cambridge: WP Woodhead Publishing an imprint of Elsevier.

Polar Institute (2020): Goodman, S.; Kertysova, K. The nuclearisation of the Russian Arctic: new reactors, new risks, Euro-Atlantic Security Policy Brief. Polar Institute. European Leadership Network (Hg.), June 2020.

PSI - Paul Scherrer Institut (1996): Brogli, R.; Foskolos, K.; Goetzmann, C.; Kröger, W.; Stanculescu, A.; Wydler, P. Fortgeschrittene nukleare Systeme im Vergleich (PSI-Bericht, 96-17). Paul Scherrer Institut. Villigen, Schweiz, 1996. Online verfügbar unter http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/005/28005589.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Radkau, J. (1983): Aufstieg und Krise der deutschen Atomwirtschaft 1945-1975, Verdrängte Alternativen in der Kerntechnik und der Ursprung der nuklearen Kontroverse. Reinbek b. Hamburg: Rowohlt.

Ramana, M. V. (2015): The Forgotten History of Small Nuclear Reactors, Economics killed small nuclear power plants in the past - and probably will keep doing so. Online verfügbar unter http://spectrum.ieee.org/energy/nuclear/the-forgotten-history-of-small-nuclear-reactors, zuletzt aktualisiert am 27.04.2015, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Ramana, M. V. (2016): The Checkered Operational History of High Temperature Gas Cooled Reactors. In: *Bulletin of the Atomic Scientist* 72, S. 171–179.

Ramana, M. V.; Ahmad, A. (2016): Wishful thinking and real problems: Small modular reactors, planning constraints, and nuclear power in Jordan. In: *Energy Policy* 93, S. 236–245. DOI: 10.1016/j.enpol.2016.03.012.

Ramana, M. V.; Mian, Z. (2014): One size doesn't fit all: Social priorities and technical conflicts for small modular reactors. In: *Energy Research & Social Science* 2, S. 115–124. DOI: 10.1016/j.erss.2014.04.015.

Ramana, M. V.; Mian, Z. (2016): Scrambling to sell a nuclear Middle East. In: *Bulletin of the Atomic Scientists* 72 (1), S. 39–43. DOI: 10.1080/00963402.2016.1124659.

Rat der Europäischen Union (2014). Richtlinie des Rates 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen (Amtsblatt der Europäischen Union, L 219/42). Rat der Europäischen Union, 25.07.2014.

Richner, M. (2016): Notfallkonzepte der Sicherheitsebene Vier. In: *atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie* 61 (4), S. 242–251.

Roh, S.; Choi, J. Y.; Chang, S. H. (2019): Modeling of nuclear power plant export competitiveness and its implications: The case of Korea. In: *Energy* 166, S. 157–169. DOI: 10.1016/j.energy.2018.10.041.

Rosen, M. A. (2021): Nuclear Energy: Non-Electric Applications. In: *European Journal of Sustainable Development Research* 5 (1), em0147. DOI: 10.29333/ejosdr/9305.

Rothwell, G. (2009): Market Power in Uranium Enrichment. In: *Science & Global Security* 17 (2), S. 132–154. DOI: 10.1080/08929880903423586.

Rothwell, G. S. (2016): Economics of nuclear power. London: Routledge.

Roulstone, T.; Lloyd, C.; Lyons, R. (2020): Small can be bautiful, Analyses into the economics of small modular reactors show that making use of standardisation and modularisation could reduce capital costs. In: *Nuclear Engineering International* (June WNE Supplement), S. 31–37. Online verfügbar unter https://www.researchgate.net/publication/342476390_ECONOMICS_SMALL_MODULAR_REACTORS, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

RSK - Reaktor-Sicherheitskommission (2013). Mindestwert von 0,1g (ca. 1,0 m/s²) für die maximale horizontale Bodenbeschleunigung bei Erdbeben (Stellungnahme). Reaktor-Sicherheitskommission, 11.04.2013.

Shahidehpour, M.; Li, C.; Yang, H.; Zhang, C.; Zhou, B.; Wu, Q.; Zhou, L. (2020): Multistage Expansion Planning of Integrated Biogas and Electric Power Delivery System Considering the Regional Availability of Biomass. In: *IEEE Transactions on Sustainable Energy*, S. 1. DOI: 10.1109/TSTE.2020.3025831.

Shea, T. (2001): Proliferation Aspects of Small and Medium-Sized Reactors. IAEA International, Seminar on Small and Medium Sized Reactors: Status and Prospects. Cairo, Egypt, 2001.

Siegel, J.; Gilmore, E. A.; Gallagher, N.; Fetter, S. (2018): An Expert Elicitation of the Proliferation Resistance of Using Small Modular Reactors (SMR) for the Expansion of Civilian Nuclear

Systems. In: *Risk analysis : an official publication of the Society for Risk Analysis* 38 (2), S. 242–254. DOI: 10.1111/risa.12861.

SMR Regulators' Forum (2018a). SMR Regulators' Forum Pilot Project Report: Considering the Application of a Graded Approach, Defence-in-Depth and Emergency Planning Zone Size for Small Modular Reactors. SMR Regulators' Forum, Januar 2018. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/18/01/smr-rf-report-no-appendixes-150118.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

SMR Regulators' Forum (2018b). SMR Regulators' Forum Pilot Project Report: Report from Working Group on Defence-In-Depth. SMR Regulators' Forum, Januar 2018. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/18/01/smr-rf-report-appendix-iii-150118.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

SMR Regulators' Forum (2018c). SMR Regulators' Forum Pilot Project Report: Report from Working Group on Emergency Planning Zone. SMR Regulators' Forum, Januar 2018. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/18/01/smr-rf-report-appendix-iv-29012018.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

SMR Regulators' Forum (2018d). SMR Regulators' Forum Pilot Project Report: Report from Working Group on Graded Approach. SMR Regulators' Forum, Januar 2018. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/18/01/smr-rf-report-appendix-ii-150118.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

SMR Regulators' Forum (2018e). Terms of Reference, Small Modular Reactor (SMR) Regulators' Forum. SMR Regulators' Forum, Mai 2018.

SMR Regulators' Forum (2019a). Design and Safety Analysis Working Group Report on Multi-unit/Multi-module aspects specific to SMRs, Interim Report. SMR Regulators' Forum, 15.12.2019. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/19/12/smr_rf_dsa_interim_report.pdf, zuletzt geprüft am 04.01.2021.

SMR Regulators' Forum (2019b). Licensing Issues Working Group: Report on Key Regulatory Interventions during a Small Modular Reactor Lifecycle, Interim Report. SMR Regulators' Forum, 15.12.2019. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/19/12/smr_rf_kri_interim_report.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

SMR Regulators' Forum (2019c). Manufacturing, Construction, Commissioning and Operations Working Group: Report on manufacturability, supply chain management and commissioning of Small Modular Reactors. SMR Regulators' Forum, 15.12.2019. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/19/12/smr_rf_mco_interim_report.pdf, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

Sorge, L.; Kemfert, C.; Hirschhausen, C. v.; Wealer, B. (2020): Nuclear Power Worldwide, Development Plans in Newcomer Countries Negligible. In: *DIW Weekly Report* 11/2020, S. 163–172. DOI: 10.18723/diw_dwr:2020-11-1.

Sovacool, B. K.; Valentine, S. V. (2010): The socio-political economy of nuclear energy in China and India. In: *Energy* 35 (9), S. 3803–3813. DOI: 10.1016/j.energy.2010.05.033.

SSK - Strahlenschutzkommission (2015). Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen (Empfehlung der Strahlenschutzkommission). Strahlenschutzkommission. Bonn, Februar 2015.

SSK - Strahlenschutzkommission (Hg.) (2014): Strahlenschutzkommission. Planungsgebiete für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken, Empfehlung der Strahlenschutzkommission, Februar 2014.

STUK - Radiation and Nuclear Safety Authority (2019): Ahonen, E.; Heinonen, J.; Lahtinen, N.; Tuomainen, M. Preconditions for the safe use of small modular reactors, Outlook for the licensing system and regulatory control. Radiation and Nuclear Safety Authority, 2019.

Terrestrial Energy (2020). IMSR Core-unit Definition, Applicable Structures, Systems and Components. Terrestrial Energy, 02.04.2020. Online verfügbar unter https://adamswebsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML20097B839, zuletzt geprüft am 31.12.2020.

The Rand Corporation (1978): Mooz, W. E. Cost Analysis of Light Water Reactor Power Plants (R-2304-DOE). The Rand Corporation. Santa Monica, CA, 1978.

Thomas, S. (2011): The Pebble Bed Modular Reactor: An obituary. In: *Energy Policy* 39 (5), S. 2431–2440.

Thomas, S.; Dorfman, P.; Morris, S.; Ramana, M. (2019): Prospects for Small Modular Reactors in the UK & Worldwide. Online verfügbar unter https://www.laka.org/docu/boeken/pdf/6-01-3-60-08.pdf#page=2, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Todreas, N. (2021): Small modular reactors (SMRs) for producing nuclear energy: An introduction. In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 3–27.

Trakimavičius, L. (2020): Is small really beautiful? The future role of small modular reactors (SMRs) in the military. In: *Energy Highlights*. Online verfügbar unter https://www.enseccoe.org/data/public/uploads/2020/11/02.-solo-article-lukas-smr-eh-15-web-version-final.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Tribe, M. A.; Alpine, R. (1986): Scale economies and the “0.6 rule”. In: *Engineering Costs and Production Economics* 10 (1), S. 271–278. DOI: 10.1016/0167-188X(86)90053-4.

U-Battery (2018). A Future Energy Solution. U-Battery, 2018.

Udalova, A. A. (2020): Nonpower applications of nuclear technology. In: Nuclear Reactor Technology Development and Utilization: Elsevier, S. 319–341.

United Nations (2015). Adoption of the Paris Agreement, Proposal by the President. Draft decision -/CP.21. United Nations, 12.12.2015. Online verfügbar unter https://unfccc.int/resource/docs/2015/cop21/eng/l09r01.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

United States Army (2018). Mobile Nuclear Power Plants for Ground Operations. Unter Mitarbeit von Vitali, J. A.; Lamoth, J. G.; Toomey, C. J. [.; Peoples, V. O. und Mccabe, K. A. United States Army, 26.10.2018. Online verfügbar unter https://apps.dtic.mil/dtic/tr/fulltext/u2/1064604.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

University of Chicago (2004): University of Chicago. The Economic Future of Nuclear Power. University of Chicago. Chicago, IL, 2004.

University of Leuven (2013): Dhaeseleer, W. Synthesis on the Economics of Nuclear Energy, Study for the European Commission, DG Energy. University of Leuven. Belgium, 27.11.2013.

University of Sussex (2018): Stirling, A.; Johnstone, P. A Global Picture of Industrial Interdependencies Between Civil and Military Nuclear Infrastructures. University of Sussex. Sussex, UK, 2018. Online verfügbar unter https://www.sussex.ac.uk/webteam/gateway/file.php?name=2018-13-swps-stirling-and-johnstone.pdf&site=25, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

VCDNP - Vienna Center for Disarmament and Non-Proliferation (2020): Virgili, N. The Impact of Small Modular Reactors on Nuclear Non-Proliferation and IAEA Safeguards. Vienna Center for Disarmament and Non-Proliferation, 2020.

VDMA (2020). International Technology Roadmap for Photovoltaic (11 Edition). VDMA, 2020. Online verfügbar unter https://itrpv.vdma.org/viewer/-/v2article/render/29775594, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

WENRA - Western European Nuclear Regulators' Association (2013). Safety of new NPP designs. Western European Nuclear Regulators' Association, March 2013. Online verfügbar unter http://www.wenra.org/media/filer_public/2013/08/23/rhwg_safety_of_new_npp_designs.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

WENRA - Western European Nuclear Regulators' Association (2014). WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. Western European Nuclear Regulators' Association, 24.09.2014. Online verfügbar unter http://www.wenra.org/media/filer_public/2014/09/19/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_september_2014.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

WENRA - Western European Nuclear Regulators' Association (2018). Regulatory Aspects of Passive Systems, A RHWG report for the attention of WENRA. Western European Nuclear Regulators' Association, 01.06.2018. Online verfügbar unter http://www.wenra.org/media/filer_public/2018/06/11/rhwg_passive_systems_2018-06-01_final.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.

WNA - World Nuclear Association (2016). The world nuclear supply chain: outlook 2035. World Nuclear Association. London, 2016.

WNA - World Nuclear Association (2020): Small Nuclear Power Reactors, World Nuclear Association. Online verfügbar unter http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx, zuletzt aktualisiert am 01.11.2020, zuletzt geprüft am 16.11.2020.

Woit, G. (1978): Capital Investment Costs of Nuclear Power Plants. In: *International Atomic Agency Bulletin* 20 (1), S. 11–23. Online verfügbar unter https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull20-1/20104781123.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Wojtaszek, D. T. (2019): Potential Off-Grid Markets For SMRs In Canada. In: *CNL Nuclear Review* 8 (2), S. 87–96. DOI: 10.12943/CNR.2017.00007.

Worrall, A. (2021): Core and fuel technologies in integral pressurized water reactors (iPWRs). In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 69–93.

Wu, X.; Arcilesi, D.; Zhang, S.; Christensen, R.; Sun, X. (2015): Tritium Management in FHRs. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. The Ohio State University. Veranstalter: Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Oak Ridge, 16.10.2015. Online verfügbar unter https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/7Tritium%20Management%20in%20FHRs%20Sun%20Final_XiaodongSun.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

Zhang, Z.; Dong, Y.; Scherer, W. (2005): Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor. In: *Nuclear Technology* 149, S. 253–264.

Zimmerman, M. B. (1982): Learning Effects and the Commercialization of New Energy Technologies: The Case of Nuclear Power. In: *The Bell Journal of Economics* 13 (2), S. 297–310. Online verfügbar unter https://www.jstor.org/stable/pdf/3003455.pdf?refreqid=excelsior%3A6b0b075554e2c233271e051329eb7ad5, zuletzt geprüft am 29.01.2021.

ZNF - Universität Hamburg, Zentrum für Naturwissenschaft und Friedensforschung; Öko-Institut e.V. (2015): Kirchner, G.; Englert, M.; Pistner, C.; Kallenbach-Herbert, B.; Neles, J. M. Gutachten "Transmutation". Universität Hamburg, Zentrum für Naturwissenschaft und

Friedensforschung; Öko-Institut e.V. Hamburg/Darmstadt, 08.12.2015. Online verfügbar unter https://www.bundestag.de/blob/400438/f54e3da4bbe76395bce2e40721212379/kmat_48-data.pdf, zuletzt geprüft am 29.01.2021.