

**Generische Analyse der  
Anforderungen und  
der Konzepte zur  
Sicherung sowie zur  
IT-Sicherheit im  
Bereich von SMR**

**Generische Analyse der  
Anforderungen und  
der Konzepte zur  
Sicherung sowie zur  
IT-Sicherheit im  
Bereich von SMR**

**Abschlussbericht**

Jan Peter Schupsky  
Birte Ulrich  
Oliver Rest  
Holger Schmidt  
Tobias Robbert  
Timo Löher

Dezember 2023

**Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4722R01520 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

## **Deskriptoren**

IT-Sicherheit, Physischer Schutz, Sicherung, Small Modular Reactors, SMR



## **Kurzfassung**

Das Ziel dieses Eigenforschungsvorhabens ist die generische Analyse der Anforderungen und der Konzepte zur Sicherung sowie zur IT-Sicherheit im Bereich von Small Modular Reactors (SMR).

Hierfür wurde in einem ersten Schritt unter dem Gesichtspunkt der Sicherung und der IT-Sicherheit kerntechnischer Anlagen der relevante Stand von Wissenschaft und Technik (W & T) zu diversen SMR-Konzepten systematisch zusammengetragen und aufbereitet. Darüber hinaus wurden allgemeine Sicherungs- und IT-Sicherheitsaspekte von Kernbrennstoffen oder deren Folgeprodukten aus internationalen Dokumenten (insb. Anforderungen und -Empfehlungen der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEO)) zusammengestellt. Um die Vielzahl der diversen SMR-Konzepte unter Sicherungsaspekten zu beschreiben und zu bewerten, wurden diese zunächst auf der Grundlage des relevanten Standes von W & T miteinander verglichen und charakterisierende Eigenschaften der SMR-Konzepte herausgearbeitet. Die einzelnen Konzepte sollen zweckmäßig zu SMR-Gruppen zusammengefasst werden, weshalb aus den Eigenschaften maßgebende Kriterien für die Gruppeneinordnung abgeleitet werden. Schließlich erfolgte eine Gruppeneinordnung der SMR-Konzepte anhand dieser Kriterien.

Diese abgeleiteten Kriterien wurden mit den aus der Literatur zusammengestellten Sicherungs- und IT-Sicherheitsaspekten gegenübergestellt und geprüft, ob eine Bewertung anhand der Kriterien erfolgen kann. Für eine zweckmäßige Bewertung wurden generische Sicherungsanforderungen entwickelt, die auf den Detailierungsgrad der SMR-Gruppen-Kriterien ausgerichtet sind. Letztlich erfolgte die Bewertung der SMR-Gruppen sowie eines repräsentativen Konzeptes einer jeden Gruppe. Hierbei zeigte sich, dass unterschiedliche Datengrundlagen bzw. nicht vorhandene Informationen zu bestimmten Kriterien eine Bewertung erschwerten. Insbesondere aufgrund dieser heterogenen Informationslage konnte keine vergleichende Bewertung zwischen den SMR-Gruppen erfolgen. Jedoch konnten im Rahmen dieser Arbeiten zahlreiche Herausforderungen und offenen Fragen festgestellt werden, die für einen Betrieb eines SMR noch geklärt werden müssen. Sie wurden nach der Zugehörigkeit zum physischen Schutz (Sicherung) und IT-Sicherheit aufbereitet und dargestellt.



# Inhaltsverzeichnis

	<b>Kurzfassung .....</b>	I
<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Stand von Wissenschaft und Technik.....</b>	<b>3</b>
2.1	Internationales Regelwerk .....	3
2.1.1	Sicherung .....	3
2.1.2	IT-Sicherheit .....	6
2.2	SMR-Konzepte .....	19
2.2.1	Konzeptauswahl .....	19
2.2.2	Steckbriefe.....	20
2.3	Konferenzen und Fachtagungen.....	21
2.3.1	4th International Conference on Generation IV and Small Reactors (G4SR-4) .....	21
2.3.2	Technical Meeting on Security of Small Modular Reactors (SMR) .....	32
2.3.3	International Workshop on Instrumentation and Control and Computer Security for Small Modular Reactors.....	37
<b>3</b>	<b>Gruppierung von SMR.....</b>	<b>45</b>
3.1.1	Charakteristische Eigenschaften.....	45
3.1.2	Gruppierungskriterien .....	49
3.1.3	Gruppierungsprozess .....	55
<b>4</b>	<b>Generische Sicherungsanforderungen für die Sicherung und die IT-Sicherheit.....</b>	<b>61</b>
4.1	Anwendbarkeit Internationalen Regelwerks .....	61
4.1.1	Sicherung .....	61
4.1.2	IT-Sicherheit .....	63
4.2	Ableitung generischer Sicherungsanforderungen.....	65
4.2.1	Anforderungen des physischen Schutzes .....	65
4.2.2	Anforderungen der IT-Sicherheit.....	68

4.3	Erfüllung der Sicherungsanforderungen.....	70
4.3.1	Leichtwasserreaktoren.....	70
4.3.2	Natriumgekühlte Reaktoren .....	78
4.3.3	Salzschnmelzreaktoren .....	82
4.3.4	Gasgekühlte Reaktoren .....	85
<b>5</b>	<b>Herausforderungen und offene Fragestellungen .....</b>	<b>91</b>
5.1	Herausforderungen im Bereich physischer Schutz.....	91
5.1.1	Zulassung von SMR und Realisierungschancen.....	91
5.1.2	Verzahnung zwischen Betreiber und Staat – Intervention .....	93
5.1.3	Security-by-design und passive Sicherheit.....	94
5.1.4	Abdeckung von Lastannahmen.....	95
5.1.5	Lagerung von (abgebranntem) Kernbrennstoff .....	96
5.1.6	Transporte von SMR und/oder Kernbrennstoff.....	97
5.1.7	SMR-Kernbrennstoff und Nonproliferation .....	98
5.2	Herausforderungen im Bereich IT-Sicherheit .....	98
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>101</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>103</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis.....</b>	<b>105</b>
<b>A</b>	<b>Anhang: SMR-Steckbriefe .....</b>	<b>107</b>
A.1	ARC-100(ARC Clean Energy) .....	A.1 - 1
A.2	Aurora Powerhouse(Oklo Power).....	A.2 - 1
A.3	BWRX-300 (GE-Hitachi).....	A.3 - 1
A.4	CAREM-25(CNEA).....	A.4 - 1
A.5	EM <sup>2</sup> (General Atomics) .....	A.5 - 1
A.6	Integral Molten Salt Reactor(Terrestrial Energy).....	A.6 - 1
A.7	KLT-40S (OKBM) .....	A.7 - 1

A.8	KP-FHR (Kairos Power).....	A. 8 - 1
A.9	Micro Modular Reactor (Ultra Safe Nuclear Corporation).....	A. 9 - 1
A.10	NuScale SMR (VOYGR™) (NuScale Power).....	A.10 - 1
A.11	NUWARD(EDF).....	A.11 - 1
A.12	Rolls-Royce SMR (Rolls-Royce SMR Ltd) .....	A.12 - 1
A.13	SMR-160(Holtec).....	A.13 - 1
A.14	SSR-W (Moltex Energy) .....	A.14 - 1
A.15	Xe-100 (X-Energy) ....	A.15 - 1



# 1 Einleitung

Small Modular Reactors (SMR) sind fortschrittliche Kernreaktoren mit einer Leistung von weniger als 300 MW(e) pro Block, was etwa einem Drittel der Erzeugungskapazität herkömmlicher Kernkraftreaktoren entspricht. Diese fortschrittlichen Reaktoren können neben der Stromerzeugung auch in Anwendungsbereichen wie die Erzeugung von Prozesswärme, Entsalzung von Wasser sowie andere industrielle Zwecke eingesetzt werden. Die Reaktortechnologien von SMR sind divers, sie können Leichtwasser als Kühlmittel oder andere Kühlmittel wie Gas, Flüssigmetall oder Salzschorze verwenden. Der Begriff SMR (Deutsch: kleine, modulare Reaktoren) setzt sich aus folgenden Eigenschaften zusammen:

- Klein: physikalisch gesehen ein Bruchteil der Größe eines herkömmlichen Kernkraftreaktors.
- Modular: die Systeme und Komponenten können im Werk zusammengebaut und als Einheit zu einem Installationsort transportiert werden, im Gegensatz zu herkömmlichen Kernkraftwerken.
- Reaktor: Nutzung der Kernspaltung zur Erzeugung von Wärme zur Energiegewinnung oder für andere Prozesse.

Aufgrund ihrer geringen Größe ist auch ihr Platzbedarf von SMR geringer. Daher können SMR an Standorten errichtet werden, die für herkömmliche Kernkraftwerke nicht geeignet sind. Vorgefertigte SMR-Einheiten können hergestellt, verschifft und vor Ort installiert werden, wodurch sie kostengünstiger gebaut werden können als herkömmliche große Kernkraftreaktoren, die oft für einen bestimmten Standort maßgeschneidert werden und deren Bau daher in der Praxis oft zu Bauverzögerungen führen können. SMR bieten Einsparungen bei den Kosten und der Bauzeit und bestehende Anlagen können aufgrund modularer Bauweise schrittweise erweitert werden, um dem steigenden Energiebedarf gerecht zu werden.

Aufgrund dieser und weiterer individueller Vorteile, hat sich im Laufe des vergangenen Jahrzehnts ein rasanter Zuwachs an in Entwicklung befindlichen SMR-Konzepten ergeben. In mehreren Ländern sind Kooperationsabkommen mit Herstellern geschlossen worden und einige von Ihnen befinden sich bereits im Genehmigungsprozess. Viele Akteure geben das Jahr 2030 als das Jahr der Inbetriebnahme eines ersten SMR zur konventionellen Stromerzeugung an. Außerhalb Deutschlands verfolgen Länder wie

Großbritannien, Frankreich oder Rumänien Strategien zum Einsatz von SMR. Weitere Länder haben vergleichbare Absichten kommuniziert und könnten zukünftig folgen.

Da in der jüngeren Vergangenheit entwickelte SMR-Konzepte mit innovativen Sicherheitsaspekten auf sich Aufmerksam machen, so ist die Disziplin der Sicherung (inkl. IT-Sicherheit) ein Bereich, der – ebenso wie für herkömmliche Kernreaktoren seit Jahrzehnten praktiziert – für den genehmigten Betrieb von SMR berücksichtigt werden muss. Die Sicherung und IT-Sicherheit nehmen jedoch in der derzeitigen öffentlichen Debatte eine nur untergeordnete Rolle ein, wenngleich sie gleichwertig zur Sicherheit solcher Reaktoren behandelt werden sollte.

Daher ergibt sich die Notwendigkeit, aktuelle SMR-Konzepte unter dem Gesichtspunkt der Sicherung und IT-Sicherheit, d.h. dem Schutz solcher Anlagen von Störmaßnahmen und sonstigen Einwirkungen Dritter (SEWD) zu betrachten, die Erfüllung internationalen Regelwerks in diesem Bereich zu prüfen sowie Vorteile, Herausforderungen und offene Fragen dieser neuen Reaktortypen zu ermitteln. Dadurch können eventuelle Auswirkungen oder Gefahren durch den Betrieb von SMR, vor allem insbesondere in Anrainerstaaten, für die Bundesrepublik Deutschland besser abgeschätzt werden.

Das Ziel dieses Eigenforschungsvorhabens ist die generische Analyse der Anforderungen und der Konzepte zur Sicherung sowie zur IT-Sicherheit im Bereich von SMR.

## **2 Stand von Wissenschaft und Technik**

### **2.1 Internationales Regelwerk**

Die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) ist eine wissenschaftlich-technische Organisation, die seit ihrer Gründung 1957 die Aufgabe verfolgt, den Beitrag der friedlichen Nutzung von Kernenergie zu Frieden, Gesundheit und Wohlstand weltweit zu vergrößern. Sie hat sich zudem verpflichtet die internationale Zusammenarbeit zu fördern. Im Rahmen des SPESS-Prozesses (Strategies and Processes for the Establishment of IAEA Safety Standards) sowie während themenbezogener sogenannter Technical Meetings erarbeitet die IAEO mit den Mitgliedsstaaten Dokumente, die den international anerkannten Stand von Wissenschaft und Technik in ihrem Zuständigkeitsfeld darstellen.

Zur Ermittlung des aktuellen Standes in dem Bereich Sicherung (physischer Schutz) und IT-Sicherheit wurden daher entsprechende Richtlinien gesichtet und die enthaltenen Aspekte für das weitere Vorgehen in diesem Projekt berücksichtigt.

#### **2.1.1 Sicherung**

Die Richtlinien der IAEO für die Sicherung sind in den sogenannten Nuclear Security Series (NSS) zusammengefasst. Entsprechend der Regelwerkspyramide der IAEO setzen sie sich aus den sogenannten Nuclear Security Fundamentals, Fundamentals, Implementing Guides und Technical Guidance zusammen. Für die Arbeiten in diesem Vorhaben wurde auf die Empfehlungen der NSS No. 13 „Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5)“ /IAE 11/ zurückgegriffen. Zusätzlich zu den dort aufgeführten Grundlagen des physischen Schutzes wurden ebenfalls die ergänzenden Erläuterungen der NSS No. 27-G „Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (Implementation of INFCIRC/225/Revision 5)“ /IAE 18/ berücksichtigt.

NSS No. 13 und 27-G sehen für den physischen Schutz zunächst eine Verantwortung des Staates, in dem radioaktives Material gehandhabt bzw. eine Anlage lokalisiert ist, vor. Ein Staat muss eigene Ziele identifizieren und übergeordnete Maßnahmen ergreifen, unter dessen Schutzwirkung der Betreibende einer Anlage das spezifische physische Schutzsystem betreibt /IAE 11/, /IAE 18/. Da in diesem Vorhaben generisch auf die

Sicherung einzelner Anlagen eingegangen wird, wird daher im Folgenden nicht weiter auf die Verantwortung des Staates eingegangen.

Bevor die erforderlichen Maßnahmen zur Herstellung eines physischen Schutzsystems für eine entsprechende Anlage festgelegt werden können, ist eine Kategorisierung der Anlage entsprechend des radioaktiven Inventars und ihres Gefährdungspotentials vorzunehmen. Entsprechend dem Vorhandensein von U-233, U-235 oder Plutonium in bestimmten Mengen können radioaktives Material und die Anlagen, in denen es sich befindet, kategorisiert werden (Abb. 2.1). Bei Betrachtung der ausgewählten SMR-Konzepte kann eine einheitliche Einstufung in Kategorie II vorgenommen werden. Ursächlich hierfür ist das Vorliegen von abgebranntem Kernbrennstoff, welcher beim Betrieb der Anlagen entsteht (Hinweis: alle Konzepte verwenden mit Uran-235 angereichertem Brennstoff). Eine Einstufung in Kat. I ist mangels hoch angereichertem (> 20 %) U-235, U-233 sowie Plutonium für keines der Konzepte zutreffend. Freisetzungsbetrachtungen von Kernbrennstoff wurden bei der Kategorisierung nicht berücksichtigt.

Material	Form	Category I	Category II	Category III <sup>c</sup>
1. Plutonium <sup>a</sup>	Unirradiated <sup>b</sup>	2 kg or more	Less than 2 kg but more than 500 g	500 g or less but more than 15 g
2. Uranium-235 ( $^{235}\text{U}$ )	Unirradiated <sup>b</sup> – Uranium enriched to 20% $^{235}\text{U}$ or more – Uranium enriched to 10% $^{235}\text{U}$ but less than 20% $^{235}\text{U}$ – Uranium enriched above natural, but less than 10% $^{235}\text{U}$	5 kg or more	Less than 5 kg but more than 1 kg 10 kg or more	1 kg or less but more than 15 g Less than 10kg but more than 1 kg 10 kg or more
3. Uranium-233 ( $^{233}\text{U}$ )	Unirradiated <sup>b</sup>	2 kg or more	Less than 2 kg but more than 500 g	500 g or less but more than 15 g
4. Irradiated fuel (The categorization of irradiated fuel in the table is based on international <i>transport</i> considerations. The State may assign a different category for domestic use, storage and <i>transport</i> taking all relevant factors into account.)			Depleted or natural uranium, thorium or low enriched fuel (less than 10% fissile content) <sup>d, e</sup>	

Note: This table is not to be used or interpreted independently of the text of the entire publication.

<sup>a</sup> All plutonium except that with isotopic concentration exceeding 80% in plutonium-238.

<sup>b</sup> Material not irradiated in a reactor or material irradiated in a reactor but with a radiation level equal to or less than 1 Gy/h. (100 rad/h) at 1 m unshielded.

<sup>c</sup> Quantities not falling in Category III and natural uranium, depleted uranium and thorium should be protected at least in accordance with prudent management practice.

<sup>d</sup> Although this level of protection is recommended, it would be open to States, upon evaluation of the specific circumstances, to assign a different category of physical protection.

<sup>e</sup> Other fuel which by virtue of its original fissile material content is classified as Category I or II before irradiation may be reduced one category level while the radiation level from the fuel exceeds 1 Gy/h (100 rad/h) at one metre unshielded.

**Abb. 2.1 Kategorisierung radioaktiven Materials nach /IAE 11/**

Die Sicherung von radioaktivem Material sowie kerntechnischen Anlagen soll das Erreichen sogenannter Schutzziele ermöglichen /IAE 11/, /IAE 18/:

- Entwendung radioaktiven Materials mit der Absicht einen nuklearen Sprengsatz zu bauen,

- Entwendung radioaktiven Materials mit dem Ziel einer anschließenden Freisetzung,
- Freisetzung radioaktiven Materials.

Je nach Kategorisierung sehen /IAE 11/, /IAE 18/ unterschiedliche Maßnahmen vor, um die genannten Schutzziele zu erreichen. Diese Maßnahmen können je nach Gefährdungspotential der radioaktiven Stoffe abgestuft werden, wobei Stoffe der Kat. I das höchste Gefährdungspotential und die umfassendsten Maßnahmen und Stoffe der Kat. III das niedrigste Gefährdungspotential und die geringste Anzahl an Maßnahmen erfordern. Dieser abgestufte Ansatz wird „graded approach“ genannt /IAE 11/, /IAE 18/. Ergänzend sind je nach Kategorisierung bestimmte Bereiche einer kerntechnischen Anlage, in der sich radioaktive Stoffe befinden, auszuweisen. Im Falle der für die SMR-Konzepte vorliegenden Kat. II ist neben einem zutrittskontrolliertem Bereich auch ein geschützter Bereich auszuweisen, in dem sich die radioaktiven Stoffe befinden sollen /IAE 11/, /IAE 18/. Die von den Anlagenbetreibenden zu treffenden Maßnahmen zum Schutz dieser, in dem geschützten Bereich befindlichen, radioaktiven Stoffe können folgenden Maßnahmenkategorien zugeordnet werden /IAE 11/:

- Detektion
- Alarmierung
- Alarmverifikation
- Detektion verbotener Gegenstände (Personen-/Gepäckkontrollen)
- zentrale Alarmstelle
- Verzögerung
- Intervention
- Maßnahmenfunktionsprüfung

Die Gesamtheit dieser Maßnahmenkategorien ist erforderlich, um ein physisches Schutzsystem erfolgreich zu betreiben. Daher wurde gezielt nach solchen Aspekten bei der Recherche zu den SMR-Konzepten gesucht.

## **2.1.2 IT-Sicherheit**

### **2.1.2.1 Nuclear Security Series 17-T – Computer Security Techniques for Nuclear Facilities**

In der Nuclear Security Series 17-T – Computer Security Techniques for Nuclear Facilities /IAE 21a/ wird ein technischer Leitfaden für die Implementierung und das Management der Computersicherheit zum Zwecke der nuklearen Sicherheit in kerntechnischen Anlagen gegeben. Ziel ist es Computersicherheit in kerntechnischen Anlagen zu etablieren, um Systeme zu schützen, die zu verschiedenen Aspekten der nuklearen Sicherheit beitragen, wie z. B. der physische Schutz der Anlage, Kernmaterialbuchführung sowie E- und Leittechniksysteme. Dabei befasst sich NSS 17-T mit allen digitalen Systemen, die mit der kerntechnischen Anlage in Verbindung stehen.

Da in den beschriebenen SMR-Konzepten vielfach auch digitale Systeme in der E- und Leittechnik und in anderen Bereichen eingesetzt werden sollen, sind die Aspekte dieses technischen Leitfadens auch relevant für SMR. Inwieweit Überarbeitungen des NSS 17-T notwendig werden könnten, wenn in Zukunft auch digitale Innovationen (z. B. Maschine Learning, KI etc.) in SMR eingesetzt werden und neuartige Anwendungen, wie Fernzugriff und -steuerung oder autonomer Betrieb zum Einsatz kämen, wird in Abschnitt 4.1.2 diskutiert.

Im Folgenden soll eine kurze Zusammenfassung der wichtigsten Aspekte des technischen Leitfadens gegeben werden.

Das Risikomanagement ist ein zentraler Bestandteil der Computersicherheit. In NSS 17-T wird das Risikomanagement unterteilt in das Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage (facility computer security management, facility CSRM) und in das Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme (system computer security management, system CSRM).

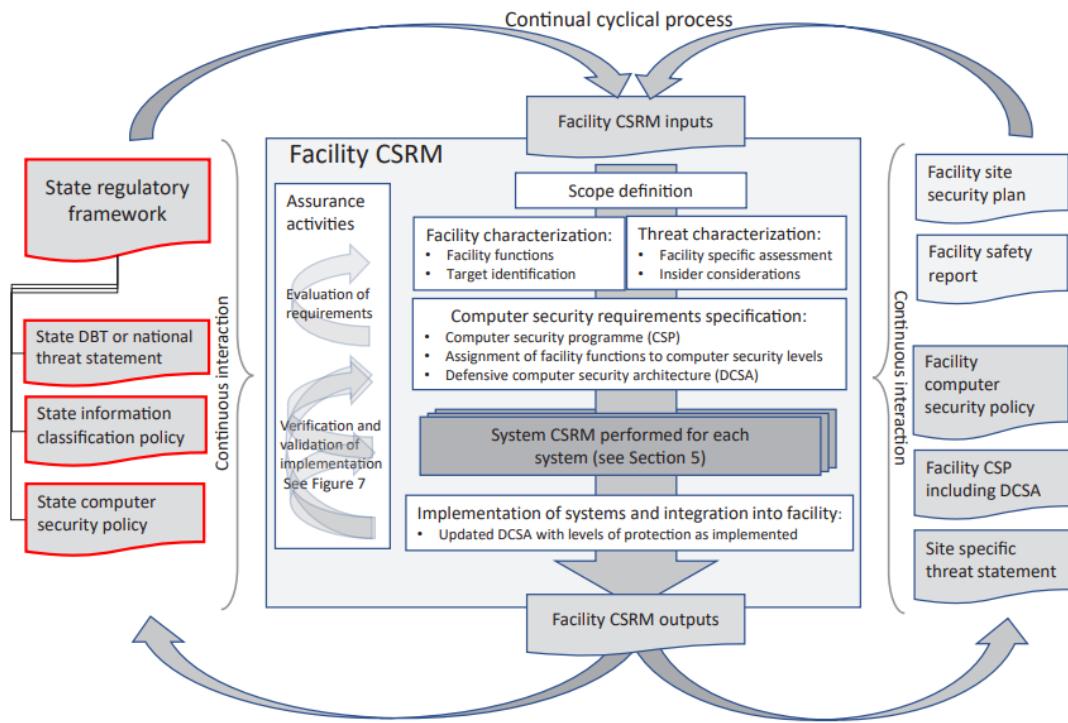
(a) Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage (facility CSRM):

Das Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage hat zum Ziel die Risiken bei Cyber-Angriffen, die die nukleare Sicherheit der Anlage beeinträchtigen können, zu bewerten und solche Cyber-Angriffe beherrschbar zu machen. Dazu werden Angreifer und ihre potenziellen Ziele identifiziert (z.B. Sabotage, unbefugte Entwendung von Kern- oder radioaktivem Material, unbefugter Zugang zu sensiblen Informationen etc.) sowie

die Attraktivität potenzieller Ziele für Angreifer bewertet. Zudem wird die Bedeutung jeder Anlagenfunktion in Übereinstimmung mit der Bedeutung für die Ziele des Betreibers festgelegt. Ergebnis dieses Prozesses sollte eine hierarchische Liste mit potenziellen nuklearen Sicherheitsereignissen (von schwerwiegend bis folgenlos) sein, die durch eine Beeinträchtigung der entsprechenden Anlagenfunktion entstehen könnten. Im Zuge des Risikomanagement der Computersicherheit der Anlage werden auch Anforderungen an die Computersicherheit definiert und den Anlagenfunktionen werden entsprechende Sicherheitslevels zugeordnet.

(b) Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme (system CSRM):

Nachdem die Anlagenfunktionen in entsprechende Sicherheitslevel eingeteilt wurden, werden auch die Systeme, die zur Erfüllung der jeweiligen Funktion eingesetzt werden, bewertet. Um die funktionalen Grenzen der Systeme festzulegen, müssen dabei auch die Wechselwirkungen und Abhängigkeiten mit anderen Funktionen der Anlage berücksichtigt werden. Um den Umfang jedes Systems zu ermitteln, kann eine Analyse der gesamten Systemarchitektur (Standorte, Grenzen, Schnittstellen und Kommunikationswege von Systemen etc.) notwendig sein. Schließlich soll eine Inventarliste aller identifizierten digitalen Bestände erstellt werden. Dabei werden auch sensible digitale Systeme (sensitive digital asset, SDA), die für die Erfüllung der Funktionen der Einrichtung bedeutend sind, betrachtet. Für die Systeme sollen dann Computersicherheitszonen definiert und eingerichtet werden, die auf den Anforderungen der Computersicherheitsleitlinie (computer security policy, CSP) und der defensiven Sicherheitsarchitektur (defensive computer security architecture, DCSA) basieren. Dabei richtet sich das Sicherheitslevel einer Sicherheitszone stehts nach der Funktion mit dem höchsten Sicherheitslevel. Den Sicherheitszonen werden dann neben den grundlegenden Computersicherheitsmaßnahmen entsprechend ihres Sicherheitslevels noch zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen zugeordnet.



**Abb. 2.2** Überblick über den Prozess des Risikomanagements der Computersicherheit in der Anlage (facility CSRM) aus /IAE 21a/

Diesem Kernbestandteil der Computersicherheit widmet die NSS 17-T ein ganzes Kapitel, das detailliert die Vorgehensweise für das Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage und der Systeme erläutert und das auch auf SMR übertragen werden kann. Für den Ablauf der einzelnen Phasen des Risikomanagements der Computersicherheit in der Anlage wird folgendes Vorgehen beschrieben (siehe Abb. 2.2):

- Festlegung des Umfangs der Risikobewertung (Sicherheit, Sicherung, Betrieb, Notfallvorsorge etc.)
- Charakterisierung der Anlage: Funktionen der Anlage, Wechselwirkungen, Abhängigkeiten, sensible Informationen
- Charakterisierung der Bedrohung: Analyse der Bedrohungslage, der Lastannahmen und Analyse der Bedrohungen zur Ermittlung spezifischer Taktiken, Techniken, Verfahren, Fähigkeiten der Gegner etc.
- Anforderungen an die Computersicherheit: Erstellung von Anforderungen an die Computersicherheit der Anlage. Diese Spezifikationsphase beinhaltet:
  - Entwicklung und Dokumentation eines Computersicherheitsprogramms (computer security programm, CSP)

- ii Empfehlung aller notwendigen Änderungen einer Computersicherheitsleitlinie
- iii Zuweisung der ermittelten Funktionen der Einrichtung zu den Computersicherheitslevels
- iv Erstellung bzw. Änderung der Anforderungen an die defensive Sicherheitsarchitektur (defensive computer security architecture, DCSA)

In dieser Phase sollten Analysetechniken (z.B. Schwachstellenanalyse, Bedrohungsanalyse) und Evaluierungsmethoden angewendet werden, um Anforderungen aus den Phasen der Charakterisierung der Einrichtung der Anlage der Bedrohungsanalyse sowie den gesetzlichen Anforderungen zu entwickeln.

- (e) Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme (system CSRM): Die Computersicherheitsleitlinie und die defensive Computersicherheitsarchitektur werden auf jedes System angewendet.
- (f) Implementierung der Systeme und Integration in die Anlage. (Diese Phase wird von NSS-17 T nicht behandelt.)
- (g) Aktivitäten zur Gewährleistung der Sicherheit: Diese kontinuierlichen Aktivitäten werden in jedem System CSRM Prozess durchgeführt und beinhalten Folgendes:
  - i Bewertung der Einhaltung von Computersicherheitsanforderungen
  - ii Verifizierung der einzelnen Phasen des Computersicherheitsmanagements
  - iii Validierung der Computersicherheit der Anlage
 Szenarien sind ein wesentlicher Bestandteil der Evaluierungs-, Verifikations- und Validierungsaktivitäten
- (h) Ergebnisse des Risikomanagements der Computersicherheit in der Anlage: Die Ergebnisse umfassen eine (überarbeitete) Computersicherheitsleitlinie, eine defensive Sicherheitsarchitektur, eine anlagenspezifische Bedrohungsanalyse und einen Konformitätsbericht zum Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage. Diese Dokumente werden von der zuständigen Behörde auf Anerkennung geprüft.

Das geforderte Vorgehen soll auf die entsprechende Anlage zugeschnitten werden. Das Computersicherheitsprogramm (CSP) enthält Details darüber, wie die in der Computersicherheitsleitlinie festgelegten Ziele erreicht werden können und sollte die folgenden Gebiete abdecken:

- (a) Organisation und Verantwortlichkeiten
  - i Organigramme
  - ii Verantwortliche Personen und Meldepflichten
  - iii Regelmäßige Überprüfungen und Genehmigungsverfahren
  - iv Schnittstellen mit Personalwesen, personalbezogene Sicherheit, physischer Schutz und Schulungen
- (b) Risiko-, Schwachstellen- und Compliance Management
  - i. Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage (facility CSRM)
  - ii. Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme (system CSRM)
  - iii. Häufigkeit der Überprüfung und Überarbeitung des Sicherheitsplans
  - iv. Praktiken zur Selbstbewertung
  - v. Auditverfahren, Überwachung von Mängeln und Korrekturen von Mängeln
  - vi. Methoden und Anlässe für den Beginn und die Wiederholung von Risiko- und Schwachstellen-Bewertung
  - vii. Einhaltung von Vorschriften und Gesetzen
- (c) Sicherheitsdesign und Management
  - i Grundlegende Sicherheitsarchitektur (defensive computer security architecture, DCSA)
  - ii Grundlegende Ansätze für das Sicherheitsdesign (Computersicherheits-level und -zonen)
  - iii Zuordnung von grundlegenden Computersicherheitsmaßnahmen zu jedem Computersicherheitslevel
  - iv Formalisierung von Computersicherheitsmaßnahmen für Auftragnehmer, Verkäufer und Lieferanten, einschließlich Wartungsfirmen
  - v Sicherheitsüberlegungen für die Phasen des Lebenszyklus in der Anlage
- (d) Management digitaler Bestände
  - i. Eigenschaften digitaler Bestände (Identifikation, Computersicherheitslevel, Zonen, Standorte etc.)
  - ii. Konfigurationsmanagement (Hardware, Betriebssysteme, Firmware, Softwareanwendungen, Gerätestatus, zugehörige Konfigurationen)
  - iii. Datenfluss- und Netzwerkdiagramme zur Identifizierung aller externen Verbindungen zu anderen Systemen
  - iv. Informationen über Lieferanten der digitalen Bestände
- (e) Sicherheitsverfahren
  - i. Behandlung von Sicherheitsvorfällen
  - ii. Betriebskontinuität

- iii. Systemsicherung, -wiederherstellung und -erneuerung
  - iv. Lieferkette
  - v. Zugangskontrolle
  - vi. Informations- und Kommunikationsmanagement
  - vii. Plattform- und Anwendungssicherheit (z.B. Systemhärtung)
  - viii. Systemüberwachung, einschließlich Protokollierung
- (f) Personalmanagement
- i. Überprüfung der Vertrauenswürdigkeit
  - ii. Sensibilisierung und Schulung
  - iii. Qualifizierung des Personals
  - iv. Meldung von Sicherheitsproblemen, einschließlich des Schutzes des Personals, das Probleme meldet
  - v. Beendigung der Arbeitstätigkeit oder Versetzung

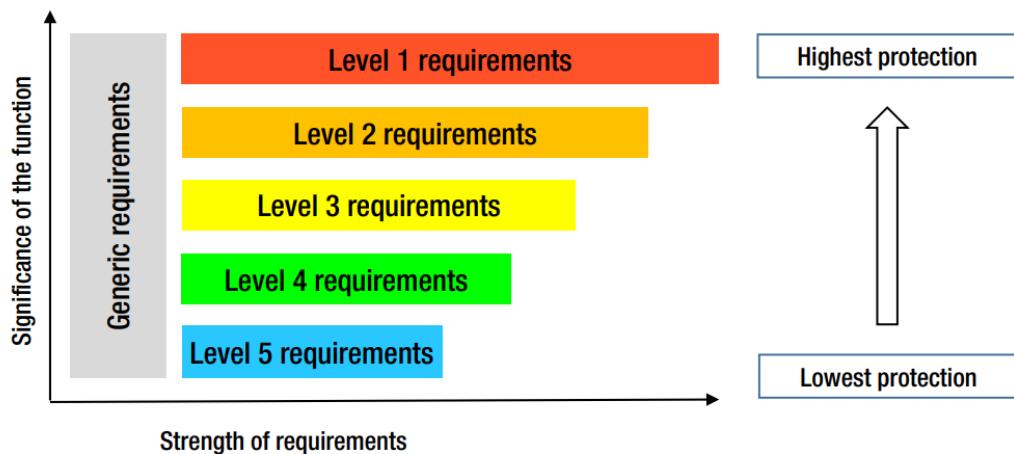
Im NSS-17-T wird gefordert, dass der Betreiber eine defensive Computersicherheitsarchitektur (defensive computer security architecture, DCSA) entwirft und implementiert, in der alle Systeme, die Funktionen der Anlage erfüllen, einem Computersicherheitslevel zugewiesen werden. Für alle Computersicherheitslevels sollten grundlegende Maßnahmen festgelegt werden, die technische, administrative und physische Kontrollmaßnahmen umfassen können. Für die Computersicherheitslevels sollten zusätzliche, spezifizierte Computersicherheitsanforderungen gelten, um die Systeme entsprechend ihren zugeordneten Sicherheitslevels zu schützen. Zwischen Systemen mit unterschiedlichen Sicherheitslevels, sollten Sicherheitsgrenzen festgelegt werden.

Die defensive Computersicherheitsarchitektur sollte so konzipiert sein, dass sie die möglichen Wege für Cyberangriffe eliminiert oder begrenzt. Zudem sollten die Anforderungen an die Spezifikation der defensiven Computersicherheitsarchitektur einem abgestuften Ansatz folgen und bei der Spezifikation sollen mehrstufige Sicherheitsstrategien (Defense in Depth) verwendet werden.

Die Computersicherheitsleitlinie (computer security policy, CSP) legt die Ziele und Anforderungen an die Computersicherheit der Anlage fest, wobei ein abgestufter Ansatz und „Defense in Depth“ angewendet werden sollen. Die Anforderungen werden vom Betreiber in Übereinstimmung mit den geltenden gesetzlichen Bestimmungen festgelegt und gelten ohne Ausnahme. Die Computersicherheitslinie sollte das zu behandelnde Problem definieren, sowie die Ziele und Konsequenzen bei Missachtung der Richtlinie

festlegen. Die Computersicherheitspolitik sollte vom Management bestätigt und durchgesetzt werden.

In Kapitel 8 des NNS 17-T wird ein Beispiel für eine defensive Computersicherheitsarchitektur gegeben. Darin wird u. a. beschrieben, wie man Computersicherheitszonen entkoppelt, wie von außen zugängliche Systeme (beispielsweise Systeme, die einen Fernzugriff durch den Hersteller erlauben) geschützt werden können und welche generischen Anforderungen an die betroffenen Systeme zu stellen sind. Zudem wird beschrieben, welche technischen, physischen, personellen und organisatorischen Sicherheitsmaßnahmen für Systeme und Netze konzipiert und umgesetzt werden müssen. Zuletzt werden beispielhaft Anforderungen an die fünf Sicherheitslevel (siehe Abb. 2.3) beschrieben, wobei betont wird, dass die Anforderungen immer auf die Anlage und ihre Umgebung nach einer umfangreichen Analyse zugeschnitten sein sollten.



**Abb. 2.3** Gemäß IAEO NSS17-T sind 5 Sicherheitslevel zu definieren, denen entsprechende Anforderungen zugeordnet werden. Entnommen aus /IAE 21a/

### **2.1.2.2 Nuclear Security Series 42-G – Computer Security for Nuclear Security**

In der Nuclear Security Series Nuclear Security Series 42-G – Computer Security Techniques for Nuclear Facilities werden allgemeine Aspekte der Computersicherheit für alle Bereiche der nuklearen Sicherheit, wie beispielsweise die Sicherheit von Kernmaterial und kerntechnischen Anlagen sowie radioaktivem Material und zugehörigen Anlagen behandelt /IAE 21b/. Dabei richtet sich der NSS 42-G an Entscheidungsträger in der Politik, Behörden, Betreiber, Hersteller und andere für die nukleare Sicherheit und Gefahrenabwehr.

Die beiden Richtlinien NSS 17-T (siehe 2.1.2.1) und NSS 33-T geben detailliertere Anleitungen für die Etablierung der Computersicherheit speziell für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen, einschließlich konkreter Beispiele für die technische Umsetzung von Computersicherheitsmaßnahmen und Risikomanagement im Bereich der Computersicherheit.

Im Folgenden soll eine kurze Zusammenfassung der wichtigsten Aspekte des NSS 42-G gegeben werden. Zunächst gibt der NSS 42-G einen Überblick über die zentralen Begriffe und Konzepte. Es wird definiert, was sensible Informationen und sensible digitale Assets (sensitive digital assets, SDA) sind. Die Vorgehensweise zur Identifikation von sensiblen digitalen Assets entspricht der Vorgehensweise des NSS 17-T. Dabei werden zunächst die Funktionen identifiziert, die einen oder mehrere Aspekte der nuklearen Sicherung direkt unterstützen (z. B. physischer Schutz, Kernmaterialbuchführung und Verwaltung sensibler Informationen) oder Funktionen, die der nuklearen Sicherheit dienen. Danach werden die computergestützten Systeme und digitale Komponenten identifiziert, die diese Funktionen unterstützen. Es wird der abgestufte Ansatz mit fünf Sicherheitslevel zum Schutz der sensiblen digitalen Systeme beschrieben (siehe Abbildung Abb. 2.3), der sich auch im NSS 17-T wiederfindet. Dabei dürfen sich in den Sicherheitsleveln mit dem geringsten Schutzbedarf (4 und 5) keine sensiblen digitalen Assets befinden. In Kapitel 3 geht es um die Rolle und Verantwortung des Staates bei der Entwicklung und dem Erhalt einer nationalen Computersicherheitsstrategie. Der Staat sollte dazu eine zuständige Behörde benennen, die federführend an der Entwicklung dieser Strategie beteiligt ist. Dem Staat kommen gemäß dem NSS 42-G die folgenden Aufgaben zu:

- Rechts- und Regulierungsrahmen für die Computersicherheit erstellen, indem Anforderungen an die Computersicherheit in seine nationalen Gesetze integriert

werden, so dass die ordnungsgemäße Umsetzung der Computersicherheit gewährleistet ist.

- Eine Gesetzgebung erstellen, die Cyberangriffe auf computergestützte Systeme im Bereich der nuklearen Sicherheit unter Strafe stellt.
- Gewährleistung, dass bei kriminellen oder vorsätzlich unbefugten Handlungen Sanktionen erfolgen.
- Der Staat sollte sich an anderen Gesetzen und internationalen Rechtsinstrumenten (wie z. B. Konventionen) orientieren, um die Computersicherheit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu definieren. Dazu könnten folgende gehören:
  - Gesetze über Straftaten im Zusammenhang mit Informationstechnik,
  - Gesetze über Terrorismus,
  - Gesetze zum Schutz kritischer nationaler Infrastrukturen,
  - Gesetze, die die Offenlegung von Informationen vorschreiben,
  - Gesetze über den Schutz der Privatsphäre und den Umgang mit personenbezogenen Daten,
  - Internationale Instrumente, wie z. B. Übereinkommen, zur Cyberkriminalität.
- Eine kontinuierliche Überprüfung und Aktualisierung seines Rechts- und Regulierungsrahmens, um auch für neue Cyberbedrohungen und Schwachstellen gerüstet zu sein.
- Benennung einer federführend zuständigen Behörde für Computersicherheit, die für die Beaufsichtigung und Durchsetzung der Gesetze und Vorschriften zur Computersicherheit zuständig ist.
- Ergänzung der Rahmenbedingungen, falls nicht alle Anforderungen an die nukleare Sicherheit erfüllt werden.
- Gewährleistung, dass den zuständigen Behörden ausreichende finanzielle, personelle und technische Ressourcen zur Verfügung stehen, damit diese ihrer Verantwortung für die korrekte Auslegung und Umsetzung ihrer rechtlichen Verpflichtungen gerecht werden können.

Der Staat sollte zudem sicherstellen, dass die Schnittstellen zwischen der Computersicherheit und anderen Bereichen effektiv funktionieren. Zu diesen Schnittstellen gehören die nukleare Sicherheit und der physische Schutz. So dürfen sich beispielsweise die Computersicherheitsmaßnahmen nicht nachteilig auf die nukleare Sicherheit und die Zuverlässigkeit des physischen Schutzes auswirken. Zudem sollten die Verantwortlichen der Informationstechnologie eng mit den Verantwortlichen der betrieblichen Leittechnik

(OT) zusammenarbeiten, um Missverständnisse und nicht einheitliche Anwendungen von Cybersicherheitsmaßnahmen zu vermeiden. In der Vergangenheit verliefen Cyberangriffe auf Überwachungs- und Steuerungssysteme häufig zunächst über die Informationssysteme wie beispielsweise Bürorechner als Einfallstor. Auch die Eingreiftruppe (Response Team) sollte in Planungen bezüglich der Vorgehensweise bei Computersicherheitsereignissen einbezogen werden, um im Falle eines Vorfalls geeignete Gegenmaßnahmen einzuleiten zu können. Zudem werden die Staaten dazu ermutigt, international zusammenzuarbeiten (einschließlich Informationsaustausch), um Bedrohungen durch Cyberangriffe und Drohungen gegen eine kerntechnische Anlage zu erkennen.

In Kapitel 4 werden die Aufgaben und Verantwortlichkeiten der zuständigen Behörden und Betreiber definiert. Ihre wichtigsten Aufgaben sind:

- Einführung von Computersicherheitsmaßnahmen, um sensible digitale Assets und sensible Informationen zu schützen
- Identifikation der sensiblen digitalen Assets, Risikoanalyse bei Kompromittierung der sensiblen digitalen Assets, Definition der Computersicherheitslevel und der Computersicherheitsmaßnahmen gemäß des Computer Sicherheitsprogramms.
- Umsetzung der Computersicherheitsmaßnahmen zum Schutz der Vertraulichkeit, Integrität und Verfügbarkeit von sensiblen digitalen Assets und sensiblen Informationen. Die Maßnahmen sollten so konzipiert sein, dass
  - sie den unbefugten Zugang und Zugriff von Personen, Prozessen oder Ausrüstung zu sensiblen digitalen Systemen verbieten,
  - sie sicherstellen, dass kein bösartiger Code oder Daten auf die sensiblen digitalen Systeme gelangen.
  - sie auch in das Management der Lieferkette integriert werden.
  - ein formelles Verfahren angewendet wird, um sicherzustellen, dass nur Personal, das als kompetent und vertrauenswürdig eingestuft wurde, befugt ist, Tätigkeiten im Zusammenhang mit der Computersicherheit durchzuführen. Personal, das (noch) nicht als vertrauenswürdig eingestuft wurde, sind Tätigkeiten nur in Ausnahmefällen zu erlauben, wenn robuste kompensierende Sicherheitsmaßnahmen zur Verhinderung oder Aufdeckung unbefugte Handlungen vorhanden sind.
  - die Schnittstellen der Computersicherheit mit nuklearer Sicherung und Sicherheit berücksichtigt werden und dass Maßnahmen zur Gefahrenabwehr und Sicherheitsmaßnahmen sich nicht gegenseitig beeinträchtigen, sondern sich so weit wie möglich gegenseitig unterstützen.

- ein Computersicherheitsprogramms aufrechterhalten wird, das beschreibt wie eine angemessene Computersicherheit, gemäß den Anforderungen des Staates und seiner zuständigen Behörde für Computersicherheit, gewährleistet wird.
- Computersicherheitsmaßnahmen regelmäßig evaluiert werden, um sicherzustellen, dass sie den gesetzlichen Anforderungen entsprechen. Dabei sollte die Zeitspanne zwischen solchen Bewertungen so gewählt werden, dass Änderungen in der Bedrohungslage oder andere Faktoren, die das Risiko beeinflussen, berücksichtigt werden. Die Evaluierungsmaßnahmen können je nach Bedarf Audits, Überprüfungen, Leistungstests oder Übungen sein. Wenn digitale Systeme geändert werden sollten auch Selbstevaluierungen durchgeführt werden.
- In Zusammenarbeit mit Herstellern, Auftragnehmern und Lieferanden, sollten vertragliche Anforderungen erstellt werden, die Hersteller, Auftragnehmer und Lieferanden vertraglich verpflichten Maßnahmen zur Computersicherheit umzusetzen.

In Kapitel 5 des NSS 42-G geht es um die Erstellung der Computersicherheitsstrategie, die die folgenden Punkte enthalten sollte:

- wie die Bedrohungsanalyse durchgeführt wird, einschließlich der Ermittlung möglicher Cyber-Angriffsszenarien
- wie die Ziele der Computersicherheit festgelegt werden
- wie Kompetenzen und Fähigkeitsniveaus im Bereich der Computersicherheit spezifiziert werden
- Zuweisung von Aufgaben und Verantwortlichkeiten im Bereich der Computersicherheit für alle zuständigen Behörden und Betreiber (und möglicherweise für Hersteller, Auftragnehmer und Lieferanten)
- Identifizierung und Einrichtung einer neuen Organisationsstruktur oder Anpassung der bestehenden Rollen der Computersicherheits-Organisationen, wenn Fähigkeitslücken vorhanden sind.
- Ansätze für die Umsetzung, Integration und Koordinierung der zuständigen Behörden und der Betreiber im Bereich der Computersicherheit
- Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Fähigkeiten im Bereich der Computersicherheit im Rahmen der nuklearen Sicherheitsregelung

In Kapitel 6 wird beschrieben, wie die Einführung der Computersicherheits-Strategie erfolgen sollte. Der zuständigen Behörde für Computersicherheit kommen dabei die folgenden Aufgaben zu:

- Zuweisung von Aufgaben und Verantwortlichkeiten für die Computersicherheit:  
Die Hauptverantwortlichkeit für die sensiblen digitalen Assets wird der zuständigen Behörde und dem Betreiber zugesprochen. Zudem werden allen relevanten zuständigen Behörden, Betreibern, Hersteller, Auftragnehmer und Lieferanten, die am Lebenszyklus der sensiblen digitalen Systeme beteiligt sind, angemessene Verantwortlichkeiten zugewiesen.
- Klare Definition der Beziehungen zwischen den zuständigen Behörden: Insbesondere ist die Zusammenarbeit, die Koordinierung, der Informationsaustausch und ggf. die Einbeziehung von Computersicherheitsaktivitäten zwischen den zuständigen Behörden und Betreibern zu regeln.
- Auferlegung einer Nachweispflicht für die zuständigen Behörden und Betreiber, dass sie über die erforderlichen Kompetenzen und Fähigkeiten verfügen, um die ihnen auferlegte Verantwortung für die Computersicherheit zu gewährleisten.
- Verpflichtung der zuständigen Behörden und Betreiber, dass Verfahren für die Computersicherheit entwickelt, umgesetzt und geübt werden, um Sicherheitsvorfälle aufzudecken, angemessen zu reagieren oder deren Eintreten zu verhindern.
- Verpflichtung der zuständigen Behörden und Betreiber regelmäßig Übungen zur Computersicherheit durchzuführen, um die Teilnehmer zu schulen und ihr Computersicherheitsprogramm, einschließlich der Notfallpläne, zu validieren. Gegebenenfalls sollten diese Übungen in andere Übungen zur nuklearen Sicherheit integriert werden und regelmäßig gemeinsam mit Notfallübungen durchgeführt werden.
- Durchführung von Zuverlässigkeitsoverprüfungen, um die wirksame Umsetzung der Computersicherheit im Nuklearen Bereich zu gewährleisten und zu überprüfen, ob die ergriffenen Maßnahmen zur Computersicherheit einem Schutzniveau entsprechen, das der staatlichen Einschätzung der Bedrohungslage angemessenen ist.
- Sicherstellung, dass die notwendigen Beziehungen zu den entsprechenden Behörden in anderen Staaten und zu internationalen Gremien bestehen, um eine wirksame Nutzung der internationalen Zusammenarbeit und Unterstützung zu ermöglichen.

In Kapitel 7 wird beschrieben, wie ein Computersicherheitsprogramm entwickelt werden sollte und was dieses beinhalten sollte. Die Vorgehensweise und der Inhalt entspricht im Wesentlichen den Angaben aus NSS 17-T (siehe Abschnitt 2.1.2.1), wobei sich die Strukturierung und die Begrifflichkeiten leicht unterscheiden. Das Risikomanagement der Computersicherheit der Anlage (facility CSRM) und das Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme (system CSRM) wird im NSS 42-G nicht erwähnt, die Vorgehensweise für die Zuordnung von Sicherheitszonen und -levels entspricht aber der des NSS 17-T.

Im letzten Kapitel werden Aspekte und Maßnahmen zum Erhalt der Computersicherheit erläutert. Dazu zählen die Entwicklung, Förderung und Aufrechterhaltung einer guten Sicherungskultur, Schulungsprogramme für alle Mitarbeiter und Auftragnehmer zur Aufrechterhaltung und Weiterentwicklung der Kompetenzen und das Vorhandensein von Notfallplänen und Notfallreaktionen.

Im Anhang II des NSS 42-G befindet sich eine Beschreibung der Cyber-Bedrohungsprofile. Dabei wird zunächst ein kurzer Überblick über die verschiedenen Angriffsformen gegeben. Bei einem nicht zielgerichteten Angriff (non-targeted attack), wird beispielsweise ein computergestütztes System oder Netzwerk mit einer nicht zielgerichteten Schadsoftware kompromittiert. Bei einem langanhaltenden Angriff (persistent attack), wird beispielsweise ein IT-System zunächst kompromittiert, um über einen längeren Zeitraum Informationen zu sammeln. Das Ergebnis dieses Angriffs kann ein sicherheitsrelevantes Ereignis sein oder die Vorbereitung für spätere Aktivitäten. Bei einem kombinierten Angriff (blended attack) handelt es sich um koordinierte Handlungen, die aus einem Cyberangriff in Verbindung mit einem physischen Angriff bestehen. Beispielsweise könnte ein Zugangskontrollsystem durch einen Cyberangriff komromittiert werden, um den physischen Zugang von unautorisierten Personen zu ermöglichen.

Zudem befindet sich eine tabellarische Beschreibung von Angreiferprofilen (Art des Angreifers (intern/extern), Ressourcen (Fähigkeiten, Wissen, Zugang, Finanzierung), Zeit, Werkzeuge, Motivation, Absicht) im Anhang. Dieser Anhang ist besonders für die Ermittlung der Bedrohungslage als Teil des Riskmanagements der Computersicherheit der Anlage hilfreich.

Im Anhang III wird ein Beispiel für eine Zuweisung von Verantwortlichkeiten für die Computersicherheit gegeben. Darin werden typische Verantwortlichkeitsbereiche der Aufsichtsbehörde, der Strafverfolgungsbehörde, der Zoll- und Grenzkontrolle,

Geheimdienste, Katastrophenschutz, Zivilschutz, Gesundheits- und Umweltbehörden, Justizministerium und Strafverfolgungsbehörden sowie Außenministerium für die nukleare Sicherheit beschrieben.

In Anhang IV wird ein Beispiel für die Kompetenzen und Fähigkeiten der spezifischen Bereiche der Computersicherheit gegeben. Dazu können beispielsweise zählen:

- Management (Kapazität, Strategie, Krisenmanagement, Leitung, Organisation);
- Notfallteam (Computerforensik, Netzsicherheit);
- Gesetzlicher und regulatorischer Rahmen (Strafrecht, Vorschriften);
- Informationssicherheit und -management (Kryptographie, Verschlüsselung, Speicherung);
- Beschaffung (Verträge, Lieferkette);
- Sicherheitstätigkeiten (Tests, Zertifizierung, Konfigurationsmanagement);
- Computer-Sicherheitsarchitektur;
- Internationale Koordination und Unterstützung

## **2.2 SMR-Konzepte**

### **2.2.1 Konzeptauswahl**

Zur Zusammenstellung des Standes von Wissenschaft und Technik wurden zunächst verschiedene, zurzeit in Entwicklung befindliche SMR-Konzepte verschiedener Hersteller und Technologie gescreent. Wichtige Kriterien dabei waren insbesondere der Entwicklungs- und Genehmigungsstand sowie die Verfügbarkeit frei zugänglicher Informationen. Insbesondere die von der IAEA betriebene ARIS-Datenbank (Advanced Reactors Information System) sowie das im zweijährigen Rhythmus jeweils in aktualisierter Fassung erscheinende „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)“ (SMR-Booklet) /IAE 22/ lieferte dazu wichtige Entscheidungskriterien. Zusätzlich dazu waren auch weitere Informationsquellen wie etwa öffentlich verfügbar gemachte Genehmigungsunterlagen neuartiger SMR-Entwicklungen durch nationale Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden hilfreich. Letztlich konnten insgesamt 15 verschiedene SMR-Konzepte ausgewählt werden. Dabei wurden neben der Leichtwasser-Technologie auch SMR-Konzepte des Typs Salzschmelzreaktor (MSR, Molten Salt Reactor),

natriumgekühlte, schnelle Reaktoren (SFR, Sodium Fast Reactor) und gasgekühlte Reaktoren (Gas Cooled Reactor) betrachtet. Die betrachteten SMR-Konzepte sind:

- ARC-100 (ARC Clean Energy)
- Aurora Powerhouse (Oklo Power)
- BWRX-300 (GE-Hitachi)
- CAREM-25 (CNEA)
- EM<sup>2</sup> (General Atomics)
- Integral Molten Salt Reactor (Terrestrial Energy)
- KLT-40S (OKBM)
- KP-FHR (Kairos Power)
- Micro Modular Reactor (Ultra Safe Nuclear Corporation)
- NuScale SMR (VOYGR™) (NuScale Power)
- NUWARD (EDF)
- Rolls-Royce SMR (Rolls-Royce SMR Ltd)
- SMR-160 (Holtec)
- SSR-W (Moltex Energy)
- Xe-100 (X-Energy)

## 2.2.2 Steckbriefe

Basierend auf den vorhandenen Unterlagen wurde für die ausgewählten SMR-Konzepte jeweils ein Steckbrief erstellt. Diese Dokumente sind jeweils identisch aufgebaut, um eine bessere Vergleichbarkeit untereinander zu gewährleisten. Zunächst wird jeweils eine Kurzkonzeptbeschreibung gegeben, die jeweils die wichtigsten Eigenschaften der Anlage in Bezug auf Anlagenlayout und -betrieb darstellt und dann die Aspekte Primär-, Sekundär- und - sofern vorhanden - Tertiärrkreis darstellt. In diesem Kapitel wird auch eine standardisierte Tabelle der wichtigsten Anlagenparameter gegeben. Im Kapitel Auslegung werden die Punkte Reaktivitätskontrolle, Nachwärmeabführ- und Notkühlsystem, Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss, Störfallmanagement und -mitigation, Elektro- und Leitechnik, das Wartenkonzept sowie die personelle Betriebsorganisation detaillierter erläutert. Die folgenden beiden Kapitel sind den Themen der IT-Sicherheit und des physischen Schutzes gewidmet. Abschließend wird der Stand der Realisierung dargestellt. Nachfolgend ist das standardisierte Inhaltsverzeichnis der Steckbriefe gegeben:

**1 Einleitung****2 Kurzkonzeptbeschreibung**

- 2.1 Anlagenlayout und Betrieb
- 2.2 Primärkreis und Reaktorkern
- 2.3 Sekundärkreis (und ggf. Tertiärrkreis)

**3 Auslegung**

- 3.1 Reaktivitätskontrolle
- 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme
- 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss
- 3.4 Management von Stör-/Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen
- 3.5 Elektrotechnik
- 3.6 Leittechnik
- 3.7 Wartenkonzept
- 3.8 Kommunikationskonzept
- 3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation

**4 IT-Sicherheit****5 Maßnahmen zum physischen Schutz****6 Stand der Realisierung****7 Quellen****2.3 Konferenzen und Fachtagungen**

Im Rahmen des Vorhabens wurden eine internationale Konferenz sowie ein Technical Meeting der IAEA besucht. Darüber hinaus flossen Informationen eines internationalen Workshops in die Arbeitsergebnisse des Vorhabens ein.

**2.3.1 4th International Conference on Generation IV and Small Reactors (G4SR-4)**

Vom 04.10.2022 bis zum 07.10.2022 fand in Toronto, Kanada, die G4SR-4 (4<sup>th</sup> International Conference on Generation IV and Small Reactors) statt. Am Vortag veranstaltete das Gen. IV International Forum (GIF) einen eintägigen Workshop zum Thema „Non-Electric Applications of Nuclear Heat“. Ein Experte der GRS konnte beide Veranstaltungen im Rahmen des Vorhabens besuchen und interessante Einblicke in die kanadischen und internationalen Aktivitäten auf dem Gebiet der Entwicklung, Genehmigung und

geplanten Realisierung von SMR-Projekten erhalten. Am letzten Konferenztag fand eine technische Exkursion zum etwa 80 km entfernten Kernkraftwerk Darlington statt. Hier soll der erste SMR des Landes, das evolutionäre Siedewasserkonzept BWRX-300 von GE Hitachi errichtet werden. Die nicht-nuklearen Arbeiten am Standort begannen im Oktober 2022. Außerdem konnte sich vor Ort ein Eindruck der am Standort stattfindenden Arbeiten zur Generalüberholung der dortigen CANDU-Reaktoren gemacht werden.

### **Workshop „Non-Electric Applications of Nuclear“**

Im Rahmen des Workshops wurde über die Verwendung von kerntechnisch erzeugter Wärme diskutiert. Im Eröffnungsvortrag erläuterte Shannon Bragg-Stitton, Chair Woman der GIF Non-Electric Applications of Nuclear Heat Task Force die vielfältigen Anwendungsmöglichkeiten von nuklear erzeugter Wärme und gab einen Überblick über bereits bestehende Konzepte zur Wärmeauskopplung aus Kernkraftwerken (Bruce A (CAN), Stade (GER), Gösgen (CHE), Calder Hall (GBR), Halden (NOR)). Abschließend stellte sie die Hauptergebnisse des von der Europäischen Kommission geförderten Vorhabens EUROPAIRS (End user requirement for process heat applications with innovative reactors for sustainable energy supply) vor, wonach über 50 % aller industriell benötigten Prozesswärme Temperaturen unter 550 °C benötigt, welches insbesondere für gasgekühlte SMR [(V)HTR, (Very) High Temperature Reactors] einen großen potenziellen Markt darstelle. Daran anschließend folgten drei Podiumsdiskussionen: das Researcher Panel, das Industry Panel und das Advanced Reactor developers panel.

#### **Researcher Panel**

Den vorgestellten Forschungsarbeiten gemein war, dass stets das Ziel „Net-Zero“ angestrebt wird. Dazu wurde das US-DOE Forschungsprogramm FORCE (Framework for Optimization of ResourCes and Economics) am INL vorgestellt, in dessen Rahmen verschiedene Tools zur Modellierung von Integrierten Energiesystemen entwickelt werden. Am kanadischen Nationallabor Chalk River wurde die CEDIR Initiative (Clean Energy Demonstration, Innovation, and Research) entwickelt, welche letztlich in das „CEDIR Park Concept“ mündete, einen virtuellen Demonstrationspark am Chalk River Nationallabor, das dazu dienen soll „die technologische Bereitschaft von kohlenstoffarmen hybriden Energiesystemen voranzutreiben und die Vorteile eines nuklear-erneuerbaren hybriden Energiesystems (NR-HES) zu demonstrieren“.

In Großbritannien wurde im Jahr 2022 das £ 1.2 mrd. schwere „Net Zero Innovation Portfolio“ gestartet, in dessen Rahmen im Zuge eines zehn-Punkte-Plans AMR-Technologien (Advanced Modular Reactors) eine wesentliche Rolle spielen. Über den Advanced Nuclear Fund wird im aktuellen AMR RD&D (Research, Development &

Demonstration) Programme am möglichst baldigen Bau einer ARM Demonstrationsanlage geforscht. Fokus des Programmes liegt auf gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren (HTGR), durch dessen Einsatz eine Dekarbonisierung der britischen Industrie bis in die 2050er Jahre angestrebt wird. Eine erste Demonstrationsanlage soll bis in die 2030er Jahre errichtet werden.

Schwerpunkt der Forschungen der japanischen Atomenergiebehörde JAEA liegt ebenfalls auf der HTGR-Technologie. Mit dem GTHTR300C Konzept hat JAEA ein Anlagenkonzept zur Co-Generation von Wasserstoff entwickelt. Nach dem Wiederanfahren des japanischen HTTR im Juli 2021, konnte im Januar 2022 erfolgreich die inhärente Sicherheit des Reaktors als Vorbereitung auf die Arbeiten zur Demonstration einer gekoppelten H<sub>2</sub>-Produktionsanlage bis in die 2030er Jahre demonstriert werden.

Im Rahmen der durch die EU geförderten GEMINI 4.0 Initiative (2022 – 2025) erfolgen z. Zt. Arbeiten zur Demonstration der simultanen und ökonomischen Co-Generation von Prozesswärme, Elektrizität und Wasserstoff. Ebenfalls wird im Rahmen der Projektlaufzeit der Abschluss der Sicherheitsanalysen des GEMINI+ Reaktors angestrebt, die Bereitschaft zur Lizensierung sowie der Aufbau einer HALEU TRISO Versorgungskette innerhalb Europas evaluiert werden.

#### Industry Panel

Nach einem Einführungsvortrag durch Antonio Vaya Soler aus der Division on Nuclear Technology Development and Economics (NTE) der OECD NEA, in welchem auf die vielfältigen Anwendungsgebiete und (Temperatur-)Anforderungen an nukleare Prozesswärme eingegangen wurde, ging ein Vertreter von EPRI auf die besonderen Erfordernisse in Bezug auf Fernwärme (District Heating) ein.

Mit der Pathway Alliance (Oil Sands Pathways to Net Zero Alliance) haben sich die sechs größten kanadischen Unternehmen aus der Ölsand-Industrie zusammengetan, um bis zum Jahr 2050 CO<sub>2</sub>-neutral zu werden. Als Zwischenziel bis ins Jahr 2030 wird eine jährliche CO<sub>2</sub>-Reduktion von 22 Mt/y angestrebt. Im SMR-Team werden dabei soziale, ökonomische und regulatorische Aspekte, die technische Machbarkeit sowie die Frage der anfallenden radioaktiven Abfälle untersucht. Auch die Chevron Corporation, Dow-Chemical und Ammonia Energy Association stellten ihre jeweiligen Konzepte und Überlegungen zum Einsatz von SMR vor.

In der folgenden Podiumsdiskussion wurden unter anderem die verschiedenen zukünftigen Energie-Optionen diskutiert. Dabei sind die Unternehmen keineswegs auf nukleare Formen der Energieerzeugung festgelegt, letztlich spielt der Preis die größte Rolle. So seien etwa integrierte Energiesysteme oder CCS (Carbon Capture and Storage)

ebenfalls von Interesse. Salzschmelzreaktoren etwa ließen sich gut mit Solarenergie kombinieren, da viele der MSR-Konzepte über „thermische Batterien“ verfügen, welche sich über den Reaktor oder aber die Einspeisung von Energie aus regenerativen Energiequellen „aufladen“ lassen. Konsens wurde erzielt, dass es zunächst nötig sei, die verschiedenen Reaktorkonzepte und -technologien in Demonstrationsanlagen zu erproben, bevor über den konkreten Einsatz entschieden werden könne. Dennoch sei der frühzeitige Austausch zwischen potenziellen Kunden und SMR-Entwicklern notwendig, um zu verstehen, was der Markt verlange.

#### *Advanced Reactor developers panel*

Im Advanced Reactor developers panel wurden unter anderem die Reaktorkonzepte MMR (USNC), Xe-100(X-Energy), IMSR (Terrestrial Energy), und VOYGR (NuScale) vorgestellt. Einen Überblick über diese und viele weitere Reaktorkonzepte bietet das SMR-Booklet (2022) der IAEA und die zu Grunde liegende ARIS-Datenbank, weshalb in diesem Reisebericht auf die Beschreibung von SMR-Konzepten verzichtet wird.

Auch die SMR-Entwickler erzielten Konsens, dass in erster Linie verstanden werden müsse, was der Markt und potenzielle Kunden benötigen, um hier für verschiedene Anwendungsbereiche passende Konzepte anbieten zu können. Terra Power gab an, dass das Unternehmen in Fragen der Lizenziierungs- und späteren Bau- und Ausbildungsbereichen auch ein Unterstützungsprogramm bereitstellt, insbesondere für nukleare Newcomer. Weiteres wichtiges Thema der Diskussionsrunde war die möglichst frühzeitige Interaktion mit der Öffentlichkeit, mit Regulierungs- und Aufsichtsbehörden und potenziellen Lieferanten. Hier spielte, wie bei allen Großprojekten in Kanada, insbesondere die Einbeziehung der indigenen Bevölkerung eine entscheidende Rolle. Dabei geht es nicht bloß um die Information, sondern vielmehr, die lokalen Gruppen als Partner auf Augenhöhe zu betrachten, auch in Bezug auf Mitarbeiterakquise.

In der abschließenden Podiumsdiskussion des Workshoptages wurden alle oben genannten Themen erneut aufgegriffen und die übergeordnete Wichtigkeit der frühen und möglichst konkreten Kommunikation herausgestellt. Die Erfahrung zeige: Je konkreter und inklusiver die Kommunikation gestaltet werde, desto erfolgversprechender seien (nukleare) Großprojekte. Dabei seien alle Bereiche von der Öffentlichkeit über die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und die späteren Kunden eingeschlossen, um die angestrebten Projekte schnell, kostengünstig (Kunden, Lieferanten und Behörden) und mit möglichst hoher Akzeptanz (Öffentlichkeit) durchführen zu können. Auch sicherheitstechnische Fragestellungen, wie etwa der Reaktorbetrieb, Sicherheitseinrichtungen und -Vorkehrungen sowie die Notwendigkeit einer leistungsfähigen Forschungsinfrastruktur

wurden diskutiert. Insbesondere bei der Kombination von Kernreaktoren mit Industrieanlagen, etwa in der Wasserstoffproduktion und beim Einsatz für die chemische Industrie, innerhalb kurzer Distanzen und die möglichen Wechselwirkungen zwischen den verschiedenen Anlagenteilen spielen neben nuklearen Regularien auch jene der „konventionellen Industrie“ eine entscheidende Rolle. Hier sehen sich die SMR-Entwickler als „Türöffner“ für entsprechende intrabehördliche Zusammenarbeiten.

### **G4SR-4 Konferenz**

Die Eröffnungsvorträge der Konferenz nahmen Bezug auf „die beiden großen Herausforderungen unserer Zeit“: Energiesicherheit und Klimawandel. Dabei stelle sich weniger die Frage, ob neue Kernkraftwerke gebaut werden würden, sondern wann, wo und wie viele. Auf Grund des russischen Angriffskrieges seien die weltweiten Versorgungsketten – in diesem Zusammenhang insbesondere für HALEU (High-Assay Low-Enriched Uranium) – empfindlich gestört, weshalb die Notwendigkeit, Nordamerika als verlässlichen Lieferanten für Kernbrennstoffe zu etablieren, umso dringlicher sei. Die CNL (Canadian Nuclear Laboratories) wollen dazu einen Beitrag leisten, etwa durch Initiativen wie CEDIR Park oder den ersten geplanten Gen. IV SMR (Micro Modular Reactor, MMR), welcher am CNL-Standort Chalk River geplant ist. Darüber hinaus zeige der große Zustrom begeisterter junger Menschen, dass es sich bei der Kerntechnik keineswegs um eine Technologie der Vergangenheit, sondern der Zukunft handle.

Anschließend folgten Grußworte der kanadischen Regierung sowie Repräsentanten der Provinzen Ontario und New Brunswick. Alle unterstrichen das zuvor Gehörte. Die Zeit dränge, um dem Klimawandel mit emissionsfreier Kernenergie zu begegnen. Dies zeige sich aktuell etwa darin, dass weltweit teilweise gefasste Ausstiegsbeschlüsse zumindest teilweise revidiert oder verschoben werden (Korea, Belgien, Deutschland). Langfristig steige der Energiebedarf immer weiter und mit der Kernenergie habe man eine zuverlässige und grundlastfähige Energieversorgung, welche sich vielerorts mit erneuerbaren Energieerzeugungsformen sehr gut kombinieren lasse. Durch den Pan-kanadischen Ansatz ließen sich Synergieeffekte optimal ausnutzen und man könne gemeinsam dazu beitragen, die SMR-Roadmap und den SMR-Actionplan als kanadisches Projekt zur Energiesicherheit und zum Klimaschutz umzusetzen. Hier wurde auch auf die offene und transparente Kommunikation mit der Bevölkerung und insbesondere den indigenen Gruppen hingewiesen, welche in Kanada bereits seit vielen Jahren erfolgreich praktiziert wird. Dabei gehe es weniger um die reine Information, sondern viel mehr um eine partnerschaftliche Zusammenarbeit vor Ort. So könne man bereits im Vorfeld zur

Realisierung von nuklearen Neubauprojekten mehr über die Sorgen vor Ort aber auch die Erwartungen lernen und gemeinsam Lösungen schaffen.

*Zusätzliche Erläuterung:*

Im Rahmen des SMR Action Plans<sup>1</sup> wurden drei „deployment streams“ definiert, um parallel verschiedene Anwendungsbereiche von SMR realisieren.

**Stream 1** konzentriert sich auf den Einsatz von Reaktoren im Netzmaßstab zur Energieversorgung der Verbraucher. Ontario Power Generation hat Kanadas erstes SMR-Projekt im Netzmaßstab (~300 Megawatt), das bis Ende des Jahres 2030 am Standort Darlington gebaut werden soll, initiiert. Das Unternehmen befindet sich im Genehmigungsprozess, einen BWRX-300 SMR am Standort Darlington zu errichten. Erste Erdarbeiten begannen im Oktober 2022. Nachfolgend sollen bis zu vier Reaktoren in Saskatchewan errichtet werden, wovon der erste Reaktor bis zum Jahr 2034 in Betrieb genommen werden soll. Außerdem will Ontario Power Generation (OPG) das Potenzial für den Einsatz zusätzlicher SMR-Kraftwerke am Standort Darlington prüfen. Dieser „Flotten“-Ansatz würde eine gemeinsame SMR-Technologie identifizieren, die effizienter in mehreren Ländern eingesetzt werden könnte.

**Stream 2** konzentriert sich auf den Einsatz zur Dekarbonisierung der Industrie, indem sowohl Energie als auch Dampf durch den Einsatz fortschrittlicher SMR-Konzepte der vierten Generation erzeugt werden. Zwei dieser Konzepte werden in New Brunswick durch den Bau eines Projekts im Kernkraftwerkstandort Point Lepreau entwickelt. Die Technologie von ARC Clean Energy soll 2029 in Betrieb genommen werden und ab 2030 Strom erzeugen. Der Flottenansatz, zusätzliche Einheiten in New Brunswick und anderen Provinzen einzusetzen, wird ebenfalls eine gemeinsame Plattform für die industrielle Dekarbonisierung und Wasserstoffproduktion nutzen, die die Effizienz und die Kosten insgesamt verbessern wird. Ontario Power Generation hat ebenfalls eine Rahmenvereinbarung geschlossen, um den Einsatz dieser Stream-2-Technologie in Ontario und möglicherweise auch in anderen kanadischen Provinzen zu prüfen.

**Stream 3** konzentriert sich auf die Bereitstellung fortschrittlicher Reaktoren für netzferne oder abgelegene Gebiete; eine neue Klasse von Mikro-SMRs, die in erster Linie

---

<sup>1</sup> „Canada’s SMR Action Plan Progress Update“, October 2022  
<https://smractionplan.ca/sites/default/files/pictures/smr/home/canadas-smr-action-plan-progress-update-en-acc.pdf>

als Ersatz für den Einsatz von Diesel in abgelegenen Gebieten und Bergwerks-/Minen-Standorten gedacht sind. Um diese Technologie voranzutreiben, wird derzeit ein gasgekühlter Reaktor (MMR, Micro Modular Reactor) von Global First Power (GFP), einem Joint Venture zwischen OPG und Ultra Safe Nuclear Corporation, am Standort Chalk River von Atomic Energy of Canada Ltd. in Ontario gebaut, der bis ins Jahr 2026 in Betrieb gehen soll und etwa 15 MW Prozesswärme liefern soll.

Die nachfolgende Keynote-Plenar-Session beschäftigte sich mit der Notwendigkeit eines Paradigmen-Wechsels in Bezug auf die Kernenergie. Teilnehmende waren ein Vertreter des „Atoms for Humanity“ Projekts, der Generaldirektor der OECD NEA, der Präsident und CEO von Atomic Energy of Canada Ltd., der Vize-Präsident „Erneuerbare Energien“ von SNC Lavalin, sowie ein Vertreter der „Generation Atomic“.

Bill Magwood, der OECD NEA Generaldirektor, hob in seinem Eröffnungsvortrag Kanadas internationale Führungsrolle in der Kerntechnik hervor. Als Beispiele nannte er das großangelegte Flotten-Refurbishment-Projekt der kanadischen CANDU Reaktoren, welches bislang sowohl zeitlich als auch finanziell die Projektplanung erfülle. Auch der nationale, inter-provinzielle Ansatz der SMR-Roadmap und die nun erfolgende Umsetzung im SMR-Actionplan hob er hervor. Darüber hinaus war Kanada Gründungsmitglied des Gen. IV International Forums (GIF), welches als internationaler Zusammenschluss zur gemeinsamen Erforschung und Realisierung von Gen. IV Technologien fungiert. Die Teilnehmer der Podiumsdiskussion stimmten dem zu und wiesen ebenfalls auf die dringende Notwendigkeit hin, dem Klimawandel zu begegnen. Dies sei nicht allein Aufgabe der Kerntechnik, sondern ein Gemeinschaftsprojekt aller CO<sub>2</sub>-armen Energieerzeugungsformen. Man müsse nun gemeinsam schnell in den Ausbau investieren und alle potenziellen Akteure zusammen bringen. Dazu sei der Paradigmenwechsel in Bezug auf die Kerntechnik nötig, es brauche eine „leadership for nuclear direction“ wobei es letztlich nicht um die Frage gehe, welche Nukleartechnologie „die Beste“ sei, sondern darum, endlich mit der Implementierung neuer Kernreaktoren anzufangen. Dazu können konventionelle leistungsstarke Kraftwerke ebenso einen Beitrag leisten wie SMR.

Auch Rumina Velshi, CEO der kanadischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde CNSC, hob hervor, dass die Zeit dränge. Durch das Memorandum of Cooperation (MOC) mit der US NRC habe man bereits den ersten Schritt für eine international harmonisierte Genehmigungskultur für neue Nukleartechnologien gemacht, was letztlich zu einer Vereinfachung und insbesondere zeitlichen Verkürzung von Genehmigungsprozessen führen werde. Aktuell arbeiten die beiden Behörden bei der jeweils nationalen Lizenzierung des BWRX-300 SMR von GE Hitachi zusammen. Dabei werde es zwar jeweils nationale

Reviews geben, aber dennoch werde man sich eng austauschen und voneinander lernen und profitieren.

#### *Special Session on BWRX-300 Deployment*

In der BWRX-300 Special Session präsentierten neben GE-Hitachi als Entwickler des SMR auch die Ontario Power Generation (OPG) als Projektpartner zu Realisierung des ersten BWRX-300 Projektes am Standort Darlington und SaskPower ihre Pläne zum Bau von BWRX-300 Reaktoren. Auch der CEO von Fermi Energie, eine privat geförderte Organisation zur Realisierung von SMR in Estland, berichtete von den aktuellen Aktivitäten.

GE Hitachi stellte in seinem Vortrag den BWRX-300 vor und verwies auf die Besonderheiten dieses evolutionären Siedewasserreaktors. Aktuelle Schwerpunkte der Zusammenarbeit mit OPG liegen auf den konkreten Planungen für den Standort Darlington. Dazu gehört neben der gemeinsam angestrebten Lizensierung für den kanadischen Markt auch die Integration von Zeit- und Kostenplänen (design to cost program; Identifikation von Kostentreibern, Straffung des Designprozesses) über den gesamten Lebenszyklus der Anlage und die Aufteilung der Verantwortung zwischen den Projektpartnern. Innovative Fertigungsmethoden sollen bei dem Projekt ebenso zum Einsatz kommen wie fortschrittliche Arbeitspakete für einen konstruktionsorientierten Ansatz bei der Entwurfs- und Ausführungsplanung. Bereits in der Planungsphase des Reaktors wurde darauf geachtet, dass der Reaktor mit Blick auf „Operations and Maintenance“ (O&M) optimiert ausgelegt wurde. Zur optimalen Zusammenarbeit wurde darüber hinaus eine gemeinsame Datenumgebung geschaffen, welche es den Projektpartnern erlaube, effizient über die verschiedenen Projektphasen hinweg zusammenzuarbeiten. In OPGs Vortrag legte das Unternehmen seinen „Klima-Aktionsplan“ (Climate Change Action Plan) dar, der vorsieht, als Unternehmen bis zum Jahr 2040 CO<sub>2</sub>-neutral (net-zero) zu sein. Dazu leiste das „Darlington New Nuclear Project“ einen wichtigen Beitrag, da dieser Standort den Vorteil biete, als einziger in Kanada eine Standortgenehmigung für neue Kernreaktoren und eine Umweltverträglichkeitsprüfung zu besitzen.

SaskPower, Hauptenergieversorger der Provinz Saskatchewan, informierte, dass aktuell zwei Standorte auf ihre Eignung zur Errichtung einer BWRX-300 Anlage hin untersucht werden: Estevan und Elbow. In den sogenannten Regional Evaluation Processes (REP) werden neben der Umwelt- und Folgenabschätzung auch intensive Gespräche mit der breiten Öffentlichkeit und den indigenen Gruppen vor Ort geführt. Das Unternehmen strebt an, im Jahr 2024 eine finale Standortentscheidung treffen zu können. Fermi Energia nannte als langfristiges Ziel, die baltischen Staaten zu dekarbonisieren. Dazu soll mit Hilfe der Kernenergie, im wesentlichen SMR, der Elektrizitätsbedarf der Großkunden in

der Größenordnung von 2,4 TWh zu einem Festpreis von 55€/MWh über Langzeitlieferverträge für 15 Jahre garantiert werden können.

In verschiedenen Plenardiskussionen kamen Experten aus Forschung und Wissenschaft, Regierungsvertreter, Interessenten aus der Wirtschaft, SMR-Entwickler und Regulierungsbehörden zu Wort. Plenarsitzungen fanden zu den folgenden Themen statt:

- Plenary 1: SMR Deployment in Canada – Perspective from representatives of the 4 Utilities plus a representative from Alberta
- Plenary 2: US Advanced Reactor Deployment
- Plenary 3: SMR Deployment in UK and EU
- Plenary 4: Generation IV International Forum Collaborations: Technology Deployment through Innovation
- Plenary 5: What is Necessary to Achieve Net Zero
- Plenary 6: Public Understanding & Acceptance of New and Advanced Nuclear
- Plenary 7: Licensing & Regulatory Cooperation
- Plenary 8: Viable Fuel cycle options for Net-Zero, Energy Security and Sustainability

Das „Plenary 7 - Licensing & Regulatory Cooperation“ war von besonderer Relevanz für das Vorhaben, da hier sowohl das übergeordnete GIF und die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Kanada (CNSC) und den USA (US NRC) sowie SMR-Entwickler (GE Hitachi, X-Energy) vortrugen und diskutierten. Das GIF unterhält Arbeitsgruppen zu sechs unterschiedlichen Gen. IV Technologien: Gas Fast Reactors (GFR), Lead-cooled Fast Reactors (LFR), Molten Salt Reactors (MSR), Super-Critical Water-cooled Reactors (SCWR), Sodium Fast Reactors (SFR) und Very High Temperature Reactors (VHTR). Übergeordnetes Ziel des Forums für die nächsten Jahre ist basierend auf den Forschungsarbeiten die Stärkung der Relevanz von Gen. IV Technologien als Mittel zur Bekämpfung des Klimawandels. Daher versucht man derzeit gezielt von der Reaktorentwicklung den Einstieg in konkrete Bauprojekte zu begleiten („development to deployment“). Neben den technischen Arbeitsgruppen begleiten Arbeitsgruppen „Risiko und Sicherheit“ und „Proliferationsresistenz und physischer Schutz“ diesen Prozess.

Ramzi Jammal, Stellvertretender Geschäftsführer, Präsident und Leiter der Regulierungsabteilung der kanadischen CNSC hob hervor, dass viele SMR-Konzepte in den letzten Jahren die Konzeptphase verlassen haben und sich zurzeit „auf dem Weg zur Realität“ befänden. Auch habe man zeigen können, dass Zusammenarbeit zwischen Entwicklern und Behörde nicht länger bloß wünschenswert, sondern bereits gelebte

Praxis sei. So habe man es gemeinsam bereits geschafft, die beiden SMR-Projekte am Standort Chalk River (Global First Power) und Darlington (GE Hitachi) sehr weit voranzubringen. Schlüssel hierzu sei unter anderem die frühe gemeinsame Kommunikation im Zuge des Pre-Licensing Vendor Design Review Programms. Abschließend hob er die bilaterale Zusammenarbeit mit US NRC und ONR hervor, wodurch zukünftig die internationale Harmonisierung und somit Beschleunigung der Genehmigungsprozesse unterstützt werde. Zurzeit arbeiten CNSC und NRC bereits an der gemeinsamen Begutachtung und Genehmigung des BWRX-300 (GE Hitachi).

Dan Dorman, Executive Director der US NRC, lobte ebenfalls die bilaterale Zusammenarbeit mit CNSC bei der BWRX-300 Lizensierung. Im Laufe der Arbeiten seien bei grundsätzlich eigenen Genehmigungsverfahren eine Vielzahl gemeinsamer Zwischenberichte vorgesehen (z.B. zur Bewertung des Sicherheitsbehälters), um letztlich „Effiziente und koordinierte Überprüfungen [durchzuführen]“, die zu gemeinsamen technischen Positionen führen. Die Wahl des BWRX-300 sei insofern eine sinnvolle Wahl, da sich sowohl die US-amerikanische Tennessee Valley Authority (TVA), also auch die kanadischen Unternehmen OPG und SaskPower unabhängig voneinander für den Bau und Betrieb des BWRX-300 SMR entschieden haben und somit Synergien aus den Genehmigungsprozessen der beiden Behörden gezogen werden können.

GE-Hitachi legte in seinem Vortrag zunächst die Notwendigkeit des Baus neuer Kernreaktoren dar. Durch die Entwicklung des BWRX-300s sei es gelungen einen SMR zu entwickeln, welcher auf Grund seiner Eigenschaften neben einer deutlichen Kostensparnis im Vergleich zu großen konventionellen Reaktoren auch die Unsicherheiten im Genehmigungsprozess deutlich minimieren könne. Der BWRX-300 ist ein evolutionäres Reaktordesign, in welches viele bereits in vorherigen GEH-Siedewasserreaktoren genehmigte Designelemente eingeflossen sind. Beispiele dafür seien etwa der Steuerstabdesign und -mechanismus, Brennstoff, Reaktordruckbehälter, Dampfseparatoren und Dampftrockner. Auch Sicherheitssysteme wie etwa die Notwärmesenke wurden im BWRX-300 in unverminderter Leistungsfähigkeit vom bereits durch die US-NRC genehmigten ESBWR übernommen, was den SMR besonders sicher mache. Darüber hinaus wurden sowohl mit der CNSC als auch der NRC bereits in frühen Designphasen intensive Gespräche geführt, sodass viele mögliche Hürden im Genehmigungsprozess bereits ausgeräumt werden konnten. Auch internationale Gruppen zur Harmonisierung des Regelwerkes (IAEA Nuclear Standards Harmonization Initiative, WNA CORDEL working group, NEI, OECD NEA) wurden frühzeitig eingebunden, was perspektivisch auch in anderen Ländern die Genehmigungsprozesse vereinfachen könne.

X-Energy zog im Zusammenhang mit dem Xe-100 (gasgekühlter Hochtemperatur-SMR mit TRISO-Brennstoff) ein ebenso positives Fazit der bereits durchgeföhrten Gespräche im Vorfeld des eigentlichen Genehmigungsprozesses mit NRC, CNSC und ONR. Das Unternehmen konzentrierte sich bereits früh darauf, die Anforderungen verschiedener Regulierungsanforderungen erfüllen zu können, was sich in entsprechenden Schwerpunkten in der Basisauslegung und dem Sicherheitsnachweis widerspiegelte. Dazu wurden Genehmigungsexperten unterschiedlicher inländische Kernkraftwerke bei den Vorantragaktivitäten eingebunden.

Bei der Innovation Night wurden die Preisträger eines zuvor stattgefundenen Studentenwettbewerbs zum Thema „Multidisziplinäre Herausforderungen bei der Einföhrung fortgeschritten nuklearer Systeme auf einem Universitätscampus“ des NEST (Nuclear Education, Skills and Technology) Netzwerkes ausgezeichnet und durften ihre Projekte vorstellen. Begleitet wurden die Vortäge durch eine Fragerunde, bei der die Studenten mit erfahrenen Experten diskutieren konnten.

Neben den Podiumsdiskussionen fanden insgesamt 16 Technical Sessions parallel zu je vier Themengebieten statt.

#### Technical Session A

- A1 Safety Assessment, Regulation and Standards Initiatives
- A2 Research & Development on Molten Salt Reactors
- A3 Advanced Reactor and SMR Deployment
- A4 SMR Manufacturing and Supply Chain

#### Technical Session B

- B1 The Application of Safety, Security and Safeguards in SMRs
- B2 Research & Development Initiatives on High Temperature Gas Cooled Reactors
- B3 Advanced Reactor and SMR Deployment
- B4 SMR Economics, Financing, and Business Models

#### Technical Session C

- C1 Research & Development Initiatives on SMR Fuel Qualification, Source Term Prediction, and Flux Detectors
- C2 Nuclear Hybrid Energy Systems and Co-generation Part I
- C3 Public Policy, Engagement and Education
- C4 Standards, Innovation, and Knowledge Management for Advanced Reactors and SMR

#### Technical Session D

- D1 Research & Development on Water Cooled SMRs
- D2 Nuclear Hybrid Energy Systems and Co-generation Part II
- D3 Modelling, System Analysis, Critical Parameters Simulation for Advanced Reactors and SMR
- D4 Innovative SMR designs, SMR/Advanced Reactor Spent Fuel Evaluation and Management

#### **2.3.2 Technical Meeting on Security of Small Modular Reactors (SMR)**

Vom 13.03.2023 bis zum 17.03.2023 fand in Wien das Technical Meeting on Security of Small Modular Reactors (SMR) statt. Im Rahmen dieses Vorhabens konnte eine virtuelle Teilnahme eines Mitarbeiters der GRS realisiert werden. An der Veranstaltung haben 23 internationale Experten in Präsenz und 31 virtuell teilgenommen. Ziel dieser Veranstaltung war es, eine Plattform bereit zu stellen, auf der sich internationale Experten zur Sicherung von SMR austauschen konnten und das sog. IAEA Technical Document on the Nuclear Security of SMR (TECDOC) zu kommentieren und zu bewerten. Es wurden verschiedene Themen zur Sicherung von SMR seitens der IAEA im Rahmen von Präsentationen vorgestellt, auch einige der internationalen Ländervertreter hielten Vorträge und teilten ihre Einschätzungen zur Sicherung von SMR als auch ihre Erfahrungen sowie die nationalen Strategien zur Nutzung von SMR mit.

Zu Beginn werden positive Sicherheitsaspekte von SMR hervorgehoben, die SMR im Gegensatz zu konventionellen Kernkraftwerken lukrativ machen. Hierzu ist insbesondere zu nennen, dass die Kosten pro erzeugte Kilowattstunde elektrische Energie und auch die Bauzeiten mit 5 – 8 Jahren geringer sind als dies bei konventionellen Kernkraftwerken (10 - 15 Jahre) der Fall ist. Zudem lassen sich SMR mit ihrer geringen Gesamt-systemleistung elektrischer Energie (per Definition < 500 MWe) besser in Energienetze eingliedern (insbesondere in weniger entwickelten Ländern) als dies bei konventionellen Kernkraftwerken der Fall ist (meist > 1 GWe). Unter den Teilnehmenden herrscht über die Chancen von SMR Konsens. Darüber hinaus geben zahlreiche Ländervertreter an, Interesse an der Nutzung von SMR zu haben (Bsp. Indonesien, Malaysia, Marokko, Libyen) oder einen nationalen Fahrplan zur Nutzung entwickelt zu haben und je nach Fortschritt bereits im Kontakt mit Herstellern und Betreibern zu stehen (Bsp. Belgien, Frankreich, Rumänien). Als politische Kernaussage kann folglich festgehalten werden, dass auf breiter Front eine teilweise bereits konkrete Bereitschaft vorliegt, SMR in Betrieb zu

nehmen. Verschiedene Länder geben als frühestmöglichen Zeitpunkt zur Erstinbetriebnahme eines SMR das Jahr 2030 bzw. die frühen 2030er Jahre an.

Ein weiterer für dieses Vorhaben relevanter Aspekt, ist die Anwendbarkeit bestehenden Regelwerks (NSS) auf die neuartigen SMR und ihrer Technologieviehfalt. Die IAEA positioniert sich im Rahmen eines eigenen Vortrages sehr deutlich hierzu und gibt an, dass das bestehende Regelwerk auch für SMR anwendbar und auch in seinem Umfang als ausreichend angesehen wird. Hierbei wird auf die NSS No. 13, 20, 27-G und 41-T verwiesen. Im Laufe der Veranstaltungen äußern sich vortragende Ländervertreter ähnlich und können ebenfalls keine Regelwerkslücke identifizieren. Im Bereich der IT-Sicherheit werden hingegen größere Herausforderungen seitens der IAEA identifiziert: Aufgrund neuer Schnittstellen (Bsp. Fernzugriff), dem Einsatz digitaler Industriekontrollsysteme (ICS) und fehlenden internationalen Industriestandards wird hier ein Bedarf für ergänzende Richtlinien gesehen. Die IAEA verweist auf den „International Workshop on Instrumentation and Control and Computer Security for Small Modular Reactors“, der unmittelbar nach dieser Veranstaltung in Paris stattfindet (Vgl. Kap. 2.3.3). Von mehreren Vertretern aus Ländern, die bisher kein eigenes Atomprogramm besitzen, wurde explizit und implizit eine Unterstützung bei der Zulassung von SMR erbeten. Mangels eigenen qualifizierten und erfahrenen Personals sowie mangelnder Erfahrung bei staatlichen Behörden bei Zulassungsverfahren sehen sich viele Länder nicht in der Lage einen mit den Richtlinien der IAEA kompatiblen Genehmigungsprozess autark abzuwickeln. Die IAEA ist sich dieser Schwierigkeiten bewusst und gibt solchen Mitgliedsstaaten die klare Empfehlung sich an Nationen mit mehr Erfahrung und bestenfalls erfolgter SMR-Zulassung zu orientieren und deren Vorgehen zu adaptieren. Dies wird unweigerlich dazu führen, dass sich auch die gleichen Hersteller von SMR in Ländern mit wenig Erfahrungen in der Regulierung durchsetzen können. Dies lässt (weltweit) eine technologische Vielfalt von SMR als unwahrscheinlich erscheinen. Eine weitere Unterstützung soll aus dem TECDOC hervorgehen, welches Herstellern und Behörden Hilfestellungen geben soll, die sich im Zulassungsprozess förderlich sein könnten (siehe unten).

Der Aspekt Sicherung von Transporten von SMR wurde ebenfalls durch die IAEA in einem separaten Vortrag adressiert und deren Bedeutung hervorgehoben. Auch hier wurde klar angegeben, dass bestehendes IAEA-Regelwerk für SMR angewandt werden könnte und dass kein Bedarf an weiteren regulatorischen Anforderungen besteht. Die Sicherung von Transporten ist jedoch vielfältig, da SMR(-module) je nach Konzept, mit oder ohne Kernbrennstoff transportiert werden. Auch unterscheiden sich Art und Menge des Kernbrennstoffs und sein Anreicherungsgrad, sodass Sicherungsmaßnahmen im

Einzelfall getroffen werden müssen und keine pauschalen Anforderungen und Maßnahmen getroffen werden können. Insbesondere bei internationalen Transporten müssen verschiedene nationale Regelwerke erfüllt und Lastannahmen berücksichtigt werden. Im Falle von wasser-basierten SMR, den sog. Floating Nuclear Power Plants (FNPP), kommen noch seerechtliche Aspekte hinzu. Abgesehen von Regelwerksaspekten wird noch besonders hervorgehoben, dass beim Transport von SMR große Einzelmassen aufgrund der modularen Bauweise auftreten können. Bei konventionellen Kraftwerken tritt dies nicht in der Form auf, da sie am Anlagenstandort aus kleinteiligen Komponenten errichtet werden. Bei SMR können durchaus Einzelmassen > 100 Tonnen anfallen, die zum Anlagenstandort transportiert werden müssen. Insbesondere in Ländern mit schlechter Verkehrsinfrastruktur und einem Mangel qualifizierter Logistiker vor Ort, könnte sich hieraus ein großes Hindernis für abgelegene Anlagenstandorte ergeben.

Für den physischen Schutz von SMR identifiziert die IAEA ebenfalls technologische Besonderheiten. SMR zeichnen sich – unabhängig von der jeweiligen Konzeptart – durch ihre kompakte Bauweise aus. Dies zieht unweigerlich nach sich, dass es in der Tiefe weniger Sicherungsebenen gibt, bzw. dass sich diese räumlich näher zueinander befinden („defence-in-depth“). Eine solche Eigenschaft ist mit Blick auf die benötigte Verzugszeit von Interventionskräften grundsätzlich als nachteilig für die Sicherung einer Anlage einzuschätzen. Hierzu ergänzen zahlreiche Ländervertreter, dass sie sich u. a. auf Grund solcher Eigenschaften beim Zulassungsprozess von SMR mit Schwierigkeiten bei der Bewertung von Sicherungsbelangen konfrontiert sehen. Ergänzend wird hervorgehoben, dass Hersteller von SMR in vielen Bereichen auf passive Sicherheitsmechanismen setzen, dies wird insbesondere bei einer limitierten Anzahl von Personal vor Ort deutlich. Auch geben Hersteller offen an, dass eine Freisetzung von Kernbrennstoff aufgrund ihres Reaktortyps und/oder ihren passiven Sicherheitseinrichtungen nicht eintreten könne. Eine durch Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) herbeigeführte Freisetzung scheint hingegen nicht in Betracht gezogen zu werden. Solche passiven Sicherheitseinrichtungen stehen häufig im Konflikt mit Sicherungsbelangen, es liegt also ein Konflikt an der Schnittstelle von Sicherheit zur Sicherung vor. Die Teilnehmenden stellen zusätzlich übereinstimmend fest, dass das Grundprinzip des sog. Security-by-design nur in Ausnahmefällen bei SMR erkennbar ist. Eine Berücksichtigung von Sicherungsbelangen schon während des Designs eines SMR könnte hingegen viele der angesprochenen Sicherungsproblematiken verhindern oder abmildern. Die Teilnehmenden sind sich jedoch bewusst, dass es für Hersteller ohne Kenntnis von Lastannahmen schwierig sei, adäquate Sicherungsmaßnahmen vorzusehen. Daher wurde diskutiert, ob den Herstellern Lastannahmen, die nicht eingestuft sind, zur Verfügung gestellt

werden können. Hierbei wird der Hinweis erteilt, dass beispielsweise in den USA durch die Nuclear Regulatory Commission (NRC) eine offene Fassung der Lastannahmen veröffentlicht wurde. Kanada und Australien (nicht unter den Teilnehmenden) sollen ebenfalls über solche verfügen. Nichtsdestotrotz bleibt zu berücksichtigen, dass Lastannahmen auf länderspezifischem Risikoanalysen beruhen und daher nicht von Land zu Land übertragen werden können. Aus der Diskussion kann abgeleitet werden, dass Hersteller von SMR Sicherungsbelange in ihren Konzepten überwiegend vernachlässigen, was wiederum die Bewertung dieser Belange durch die zuständige Genehmigungsbehörde erschwert. Eine konkrete Maßnahme, um diesen Zustand zu verbessern konnte im Rahmen der Diskussionen nicht herausgestellt werden.

Weiterhin werden einzelne Besonderheiten von SMR mit Einfluss auf die Sicherung thematisiert. So sehen zahlreiche SMR-Konzepte einen unterflurigen Einbau des Reaktors vor. Diese Eigenschaft bietet Vorteile gegenüber Einwirkungen von außen, wie dem Szenario eines Flugzeugabsturzes, jedoch gehen damit neue Risiken wie der einer Überflutung der Anlage durch Naturkatastrophen einher, die berücksichtigt werden sollten. Aufgrund der modularen Bauweise von SMR kann der Kernbrennstoff oftmals erleichtert ausgewechselt werden. Bei diesem Vorgang befindet sich eine verringerte Anzahl von Barrieren um den Brennstoff, sodass ergänzende Sicherungsmaßnahmen erforderlich sind. Bei neuen Reaktorkonzepten wie Flüssigsalzreaktoren könnten SEWD zu einer Leckage und somit einem Auslaufen des Primärkreismittels führen. Aufgrund der chemischen Bindung des Kernbrennstoffs ist ein solches Szenario für die Thematik einer Freisetzung als weniger kritisch einzuschätzen, jedoch ergäbe sich in einem solchen Fall eine großvolumige Kontamination der Anlage selbst. Da SMR-Hersteller solche Fälle aus Sicherheitsgründen ausschließen, werden auch keine Strategien entwickelt, wie mit einer derartigen Kontamination umgegangen werden soll.

Auch das Thema Lieferkette ist – wie für konventionelle Kernkraftwerke – von Relevanz für SMR. Die IAEI weist in einem separaten Vortrag darauf hin, dass der Anteil an gefälschten, betrügerischen und verdächtigen Objekten („counterfeit, fraudulent, and suspect items“ CFSIs) seit Jahren zunimmt. Im nuklearen Bereich sind dies oft Verschlüsse, Rohre, Stahl, Pumpen, Ventile, aber auch elektrische Komponenten. CFSIs können die Zuverlässigkeit und Sicherheit einer Anlage nachteilig beeinflussen, auch die Sicherheit des Personals kann dadurch gefährdet sein. Insbesondere durch die modulare Bauweise und die vereinfachten Herstellungsverfahren von SMR könnten von CFSI betroffene Komponenten eine weite Verbreitung in den baugleichen Anlagen finden. Die

Sicherung von Lieferketten ist daher insbesondere auch für SMR relevant. Die IAEA strebt an im Juni 2023 ein Forschungsprojekt in diesem Bereich zu beginnen.

An die Vorträge der IAEA schlossen sich Vorträge von Ländervertretern an, im Folgenden werden die für dieses Vorhaben wichtigsten Erkenntnisse zusammengefasst:

Die NRC gibt an, dass bald ein sogenanntes „Policy Statement“ für fortschrittliche Reaktoren („advanced reactors“) erstellt wird. Unter diese Reaktoren können auch SMR zusammengefasst werden. Dieses Statement beschreibt auch wie Maßnahmen u. U. für fortschrittliche Reaktoren angepasst oder ausgelegt werden sollen. Die NRC gibt an, dass erwartet wird, dass dieses Dokument den Zulassungsprozess in den USA erleichtern wird, da es den Herstellern von SMR wichtige Hinweise zur Umsetzung von Sicherungsmaßnahmen erteilt.

Im Rahmen einer späteren Diskussion zu FNPP ergibt sich, dass bei FNPP auch wasserrechtliche Aspekte relevant sind, die neben Atomrecht zu berücksichtigen sind. Dies sind Schnittstellen zum Seerecht und zur internationalen maritimen Organisation. Es wird ebenfalls ergänzt, dass bei FNPP im Falle einer Freisetzung eine weite Verbreitung radioaktiver Stoffe im Ozean entstehen kann, die Folgen für den Umweltschutz und Fischfang auch in Nachbarländern haben kann. Seitens der IAEA wird das Thema FNPP aufgegriffen und durch generische Sicherungsaspekte für FNPP ergänzt: Da es sich bei FNPP um schwimmende Kernkraftwerke handelt, können ihre Sicherungsmaßnahmen nicht mit dem Transport von Kernbrennstoff auf Ozeanen verglichen werden. FNPP müssen für ihre Lebenszyklen (Herstellung, Transport, Betrieb, Stilllegung) unterschiedlich gesichert werden. So sind beispielsweise beim Transport Seefahrtsrouten vorzusehen, unter Aspekten der Sicherung zu schützen und mögliche Abweichungen durch Frühwarnsysteme anzuzeigen. Während aller Betriebszyklen muss ein gleichwertiges Sicherungsniveau gewährleistet werden, weshalb die Sicherung von FNPP komplexer als die von landbasierten SMR eingeschätzt wird.

Die bestehenden Leitlinien der IAEA zur nuklearen Sicherung bieten Hilfestellungen für die Umsetzung nuklearer Sicherungsmaßnahmen in konventionellen Kernkraftwerken und bieten ebenfalls einen soliden Rahmen für die Umsetzung nuklearer Sicherungsmaßnahmen für SMR. Für die Gestaltung und Umsetzung nuklearer Sicherungsmaßnahmen für SMR sind jedoch detailliertere technische Informationen im Hinblick auf deren spezifische Eigenschaften im Vergleich zu herkömmlichen Kernkraftwerken erforderlich. Auch ist die Erfahrung von Mitgliedsstaaten, die beabsichtigten SMR mit den

bestehenden Leitlinien zuzulassen und zu regulieren, hilfreich für Staaten, die sich noch am Anfang dieses Prozesses befinden und möglicherweise allgemein weniger Erfahrung in der Regulierung besitzen. Dieses Thema kann durch die Überarbeitung oder Ergänzung einer bestehenden IAEA-Publikation nicht ausreichend abgedeckt werden. Die Entwicklung eines neuen technischen Dokuments (TECDOC) zur Sicherung von SMR kann hier unterstützen, da es alle notwendigen Aspekte für die Umsetzung nuklearer Sicherungsmaßnahmen für SMR unter Berücksichtigung deren spezifischen Eigenschaften enthält. Das Ziel dieser TECDOC besteht darin, den Mitgliedstaaten und ihren zuständigen Behörden, SMR-Herstellern und -Betreibern Informationen bereitzustellen, um sie bei der Festlegung, Stärkung, Aufrechterhaltung und Verbesserung der für ihren sicheren Betrieb erforderlichen Sicherungsmaßnahmen zu unterstützen /IAE 23/.

Nach /IAE 23/ werden in dieser TECDOC die wesentlichen Aspekte von Design, Entwicklung und Umsetzung von Sicherungsmaßnahmen für den gesamten Lebenszyklus einer SMR-Anlage zur Erfüllung der Schutzziele einer radiologischen Freisetzung bzw. Entwendung radioaktiven Materials abgedeckt. Damit wird die TECDOC die bestehenden IAEA-Publikationen (Recommendations, Implementing Guides) explizit auf SMR anwenden. Hierbei sollen auch die spezifischen Eigenschaften von SMR (Technologievielfalt, Designbesonderheiten, regulatorische Herausforderungen, Anwendungsbereiche) sowie die Schnittstellen Sicherheit-Sicherung berücksichtigt werden /IAE 23/.

Während der Veranstaltung fand ein fortwährender Austausch zum TECDOC statt, Anmerkungen der partizipierenden Teilnehmenden wurden diskutiert und fanden so Einzug in das Dokument.

### **2.3.3 International Workshop on Instrumentation and Control and Computer Security for Small Modular Reactors**

Die Teilnahme an diesem International Workshop wurde im Rahmen eines anderen Vorhabens finanziert. Aufgrund der thematischen Überschneidung werden die gewonnenen Erkenntnisse auch im Rahmen dieses Vorhabens herangezogen.

Der "International Workshop on Instrumentation and Control and Computer Security for Small Modular Reactors" vom 20.-24. März 2023 war ein Nachfolgetreffen des Technischen Treffens „Instrumentation and Control and Computer Security for Small Modular Reactors and Microreactors“ vom Februar 2022 und wurde gemeinsam vom Department of Nuclear Safety and Security und vom Department of Nuclear Energy der IAEA

organisiert. Ziel der Veranstaltung war es den Informationsaustausch und die Zusammenarbeit von internationalen Experten auf dem Gebiet der E- und Leittechnik und der Computersicherheit zu intensivieren, um so die Sicherheit von SMR/MR zu verbessern.

Zusätzlich zu den Vorträgen und Diskussionen des Workshops, gab es an den Nachmittagen drei Arbeitsgruppen, die über die folgenden SMR/MR-Themen diskutierten:

- AG 1: Bewertung der Notwendigkeit einer Überarbeitung der IAEA-Leitlinien aufgrund der Besonderheiten von SMR/MRs.
- AG 2: Potenzielle Forschungsthemen für ein koordiniertes Forschungsprojekt (coordinated research project) über I&C und Computersicherheit für SMR/MRs.
- AG 3: Bewertung des Bedarfs und Empfehlungen für spezifische I&C/Computersicherheitsaufklärung und -schulung für SMR/MRs.
- AG 4: Bewertung der Notwendigkeit, ein TECDOC (technisches Dokument) zu entwickeln und eine gemeinsame technische Arbeitsgruppe zu gründen.

Mehr Details zu den Ergebnissen aus der Arbeitsgruppe 2, an der sich auch die GRS beteiligte, finden sich in Kapitel 4.1.2 wieder.

Die wichtigsten Themen und Erkenntnisse des Workshops und der Arbeitsgruppen werden hier kurz zusammengefasst. In vielen Vorträgen wurde auf die Motivation für die Entwicklung und den Einsatz von SMR/MRs eingegangen. Hier wurden vor allem die geringeren Kosten, die schnellere Fertigstellung von SMR/MRs und der flexiblere Einsatz (auch in entlegenen Gebieten einsetzbar, leichter ins Energienetze einzugliedern etc.) im Vergleich zu herkömmlichen Kernkraftwerken angeführt. Außerdem wurde auf den wachsenden Bedarf von kohlenstoffarmen Energiequellen hingewiesen. Da die Kostenreduktion nicht nur durch die Modularität, Skalierbarkeit und den kleineren Platzbedarf erreicht werden soll, sondern auch durch geringeren Personalaufwand, ist eine höhere Automatisierung erforderlich. Dazu sollte die Entwicklung der SMR/MR Technologie beschleunigt werden, um neue und kostengünstige E- und Leittechnik-Konzepte zu entwickeln, neue digitale Technologien einzusetzen und den Nachweis zu erbringen, dass diese für nukleare Anwendungen geeignet sind und gleichzeitig in hohem Maß mit dem umfangreichen Regelwerk für Sicherheit und Sicherung zahlreicher Regelwerke konform sind. Der Workshop diente vor allem dazu, die wichtigsten digitalen Innovationen, die den Einsatz und den Betrieb von SMR/MR unterstützen könnten zu diskutieren und ihre Stärken, Schwächen, Chancen und Risiken (Strengths, Weaknesses, Opportunities, Threats, SWOT) zu analysieren. Zudem wurde vielfach diskutiert unter

welchen Voraussetzungen digitale Innovationen möglicherweise eingesetzt werden könnten (z.B. welche Änderungen im Regelwerk erforderlich sind, welche Computersicherheitsaspekte erfüllt sein müssten etc.). Die folgenden digitalen Innovationen und Design Prinzipien wurden im Rahmen des Workshops ausführlich vorgestellt und diskutiert /IAE 23/. Vor allem die Arbeitsgruppe 4 (siehe unten) machte Vorschläge dazu, ob und wie weitere TECDOCs und Arbeitsgruppen von Seiten der IAEO hier Unterstützung liefern könnten:

#### Einfachheit von Schutzsystemen und deren Trennung von Steuerungssystemen

Die Teilnehmer waren sich darin einig, dass sicherheitstechnisch wichtige E- und Leittechniksysteme, die Schutzfunktionen ausführen, so einfach wie möglich aufgebaut sein sollten. Dieses Prinzip der Einfachheit wird durch die passive Sicherheit der neuen SMR/MR Konzepte, weiter erleichtert. Den Herstellern wird empfohlen für Schutzsysteme Optionen in Erwägung zu ziehen, die nicht computergestützt sind, wie beispielsweise analoge Verriegelungen, mechanische Druckventile und Rückschlagventile etc. Die nicht sicherheitstechnisch wichtigen Leittechniksysteme, die Steuerungsfunktionen übernehmen, sollten dafür genutzt werden, große Mengen an Informationen zu erfassen, zu speichern, zu verarbeiten und weiterzugeben. Diese Daten könnten dann von den Experten genutzt werden, um das Design der SMR/MR-Konzepte kosten- und energieeffizient zu gestalten. Um dieses grundlegende Prinzip für den Einsatz von neuartigen E- und Leittechniksystemen in sicherheitstechnisch wichtigen und sicherungsrelevanten Systemen in einem Leitfaden zusammenzufassen, erwägt die IAEO die Veröffentlichung eines neuen TECDOC. Dieses könnte auch für herkömmliche Kernkraftwerke relevant sein /IAE 23/.

#### Verwendung von analoger oder FPGA-basierter Technologie für sicherheitstechnisch wichtige Systeme

Für sicherheitstechnische Leittechniksysteme sollten FPGA-basierte oder analoge Systeme eingesetzt werden, da diese keine softwarebasiert Entscheidungsfindung und keine Laufzeitprogrammierbarkeit besitzen. Dennoch weisen auch FPGAs Schwachstellen auf, die angegriffen werden können. In einem ausführlichen Vortrag wurden verschiedene Manipulationsmethoden von FPGAs vorgestellt. Beispielsweise kann eine Manipulation vorgenommen werden, wenn der FPGA mittels Hardwarebeschreibungssprache konfiguriert wird. Zudem kann die Hardware oder die Kommunikationsschnittstelle angegriffen werden. Die Verwendung von ASICs (Application Specific Integrated Circuits) verspricht zwar in einiger Hinsicht größere Sicherheit bezüglich der

Manipulationsmöglichkeiten, begrenzt aber die Flexibilität, da sich die Funktionalität des ASICs nachträglich nicht mehr verändern lässt und ist deutlich teurer. Da FPGAs bereits in herkömmlichen Kernkraftwerken Anwendung finden und auch in zahlreichen SMR/MR Konzepten vorgesehen sind, sieht die IAEA eine Notwendigkeit, die Sicherheitsaspekte von FPGAs, während des gesamten Lebenszyklus zu untersuchen. Hier sind insbesondere FPGAs in sicherheitstechnisch wichtigen Systemen zu berücksichtigen und auch die Lieferkette zu betrachten /IAE 23/.

#### Ferngesteuerter und autonomer Betrieb und Wartung

Der ferngesteuerte und der autonome Betrieb sind für die Reduzierung des Personals ein wichtiger Faktor der SMR/MR Konzepte. Die Teilnehmer waren sich jedoch weitgehend einig, dass nicht alle Steuerungsfunktionen für eine Fernsteuerung geeignet sind und dass es noch einige Schwächen und Risiken in den dazu benötigten Technologien gibt, wie beispielsweise Verzögerungen, die sich aus der Entfernung der Anlage ergeben, Netzwerklatenz oder die Verwendung geeigneter Kryptografie /IAE 23/.

Gemäß den geltenden Standards (NSS 13, 27-G und 17-T) muss für die Anforderungen an die Sicherheit, Sicherung und Computersicherheit ein abgestufter Ansatz entsprechend der möglichen Risiken gewählt werden. Möglicherweise könnten diese neuartigen Technologien in bestimmten Fällen für die Überwachung zum Einsatz kommen. Auch Fernsteuerungsfunktionen sind denkbar, wenn sie keine Auswirkungen auf lokale Schutzfunktionen haben und auch sonst keine Sicherheitsrisiken bergen. Eine ferngesteuerte Kalibrierung von sicherheitstechnisch wichtigen Sensoren würde jedoch inakzeptable Risiken für die Sicherheit und Sicherung darstellen. Auch die Wartungen mittels Fernsteuerung könnten nicht akzeptable Auswirkungen haben /IAE 23/.

Um die Fernsteuerung von SMR/MR sicher zu machen, muss auch dafür gesorgt werden, dass die Verbindung über die gesamte Strecke von Sender zu Empfänger nicht manipulierbar ist. Die sichere Gestaltung und der sichere Betrieb solcher E- und Leittechniksysteme sind entscheidende Fragen für den Einsatz solcher Systeme. Daher sollten die Strategien und Architekturen für den ferngesteuerten und den autonomen Betrieb sorgfältig analysiert, um ihre Sicherheit und Zuverlässigkeit zu gewährleisten /IAE 23/.

Die IAEA sieht auf diesem Gebiet noch Handlungsbedarf, um zu ermitteln, welche bewährte Anwendungsfelder bereits bestehen und wo es noch Lücken gibt, welche Fernsteuerungen oder Wartungen auf den unterschiedlichen Sicherheitsebenen mit

entsprechenden Abgrenzungen durchgeführt werden können. Für diese Aufgabe erwägt die IAEA eine Arbeitsgruppe aufzustellen. Diese könnte dann die derzeitigen Überlegungen zu einem zulässigen Einsatz in bestimmten Kontext (Kontrolle/Überwachung/Wartung), Kommunikationsmethoden und -protokollen usw. beschrieben werden /IAE 23/.

### Verwendung sicherer Protokolle

Die Experten sind sich einig, dass für den Betrieb von SMR/MR sicherer Protokolle für die Kommunikation benötigt werden, die sich für lokale Anwendungen und Fernsteuerungen eignet. Es muss geklärt werden, inwieweit die von der Industrie verwendeten Protokolle (OPC UA) zuverlässig und sicher sind. Möglicherweise könnte es vorteilhaft sein, eine vereinfachte Version des OPC UA zu erstellen, um den besonderen Anforderungen von SMR/MR wie beispielsweise ihre große Anzahl von Anlagen, ihre zentralen Betriebszentren etc. besser gerecht zu werden. Die IAEA schlägt eine ein koordiniertes Forschungsprojekt in Kombination mit einer Arbeitsgruppe vor, um einen Leitfaden für die Fernkommunikation zu entwickeln und ihre Anwendungsfälle und Grenzen zu beschreiben. Darin soll auch die erforderliche Analyse für den jeweiligen Anwendungsbereich gegeben werden (z.B. Steuerung, Überwachung, Wartung) /IAE 23/.

### Digitaler Zwilling und Testbeds

Für den Einsatz eines autonom betriebenen SMR/MR ist die Verwendung eines virtuellen Modells, eines sogenannten digitalen Zwillinges notwendig. Dazu wird aus dem SMR/MR durch eine Vielzahl an Sensordaten eine digitale Kopie erstellt. Sobald dieses virtuelle Modell dann ausreichend mit Daten ausgestattet ist, kann es für Simulationen eingesetzt werden, um die geeigneten leittechnischen Vorgänge festzulegen und um den SMR/MR optimal und innerhalb der Auslegungsgrenzen zu betreiben. Diese digitalen Zwillinge können möglicherweise auch Reaktor- und Sensordiagnosen, Bewertungen, Terminplanungen für vorrausschauende Instandhaltungen etc. durchführen /IAE 23/.

Digitale Zwillinge können auch eine wichtige Rolle bei der Modellierung von neuen Entwürfen für E- und Leittechniksysteme spielen. Sie eignen sich für die Simulation der erforderlichen Reaktorsteuerungsfunktionen und sie können zudem auch dabei unterstützen, entsprechende Sicherheits- und Sicherungsmaßnahmen gegen böswillige Handlungen umzusetzen. Neben der Verwendung von digitalen Zwillingen, können auch digitale Simulationen und Testbeds verwendet werden. Durch die Verwendung von Testbeds können Konzeptnachweise (proof-of-concept) erbracht werden, so kann

beispielsweise ein Prototyp entwickelt werden, um Abhängigkeiten der verschiedenen Anwendungen etc. zu untersuchen. Testbeds eignen sich für verschiedene Test, für die wissenschaftliche Forschung und zu Übungszwecken. Zudem lassen sich mit Testbeds möglicherweise Probleme identifizieren, die bei der anfänglichen Planung nicht ersichtlich waren. Auch digitale Simulationen können bei der Erstellung neuer E- und Leittechniksysteme helfen /IAE 23/.

Die IAEO sieht auch hier Potenzial für eine koordinierte Forschungsprojekt, in dem die unterschiedlichen potenziellen Anwendungen für SMR/MR von digitalen Zwillingen, Testbeds und Computersimulationen untersucht werden. Außerdem wäre ein Leitfaden für die Qualifizierung und Lizensierung digitaler Zwillinge sinnvoll /IAE 23/.

#### Künstliche Intelligenz und maschinelles Lernen (KI, ML)

Künstliche Intelligenz und maschinelles Lernen sind eng miteinander verknüpft, bedeuten jedoch nicht das Gleiche. Während künstliche Intelligenz der übergeordnete Begriff ist, d.h. das allgemeine Konzept, das eine Maschine oder ein System mit menschlicher Intelligenz funktioniert, ist maschinelles Lernen eine spezifische Anwendung von KI, mit der Maschinen Informationen aus Daten extrahieren und daraus auf Basis von Algorithmen autonom lernen können. Da es bei der Bewertung der Sicherheit des Konzeptes bzw. der Anwendung vor allem auf die mit Daten trainierten Algorithmen ankommt, werden die Begriffe im Folgenden synonym verwendet. Eine Eigenschaft der Algorithmen ist, dass sich ihr Verhalten mit der Zeit durch den Prozess des Lernens (durch das Einbringen von Daten) verändert, was zu einem Mangel an Determinismus führen kann. In einem ausführlichen Vortrag über maschinelles Lernen wurden auch erläutert, welche Manipulationen durch Angreifer möglich sind. Dabei wurden Angriffe auf das Modell (beispielsweise das Ändern von Parametern, das Einbringen eines anderen Modells etc.), die Daten (Einbringen falscher „Trainingsdaten“) oder der Angriff auf unterstützende Systeme, erläutert /IAE 23/.

Alle Beteiligte des Workshops waren sich einig, dass KI/ML aufgrund des Mangels an Determinismus und der Manipulationsmöglichkeiten für einige Anwendungen wie Reaktorschutz und -steuerungssysteme derzeit nicht geeignet ist. Möglicherweise könnte KI/ML irgendwann in Entscheidungsfindungsprozesse in der Anlage eingesetzt werden oder zur Erkennung von Manipulationen. Da aber zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht geklärt ist für welche Probleme sich der Einsatz von KI/ML wirklich eignet, sollte zunächst einmal geklärt werden unter welchen Bedingungen der Einsatz von KI/ML akzeptabel ist

und welches Sicherheitsrisiko dabei vertretbar wäre. Die eingesetzten KI/ML-Algorithmen müssen vor Manipulationen durch Angreifer geschützt werden. Die wichtigste Herausforderung besteht darin, ausreichende Transparenz über das Verhalten der KI/ML-Algorithmen zu erlangen. Die IAEO erwägt auch zu diesem Thema ein koordiniertes Forschungsprojekt und/oder eine Arbeitsgruppe zu erstellen, die sich mit diesen offenen Fragen und Herausforderungen beschäftigt. Dabei könnten auch die Grenzen für den Einsatz von KI/ML überprüft werden z.B. Steuerung, Überwachung, Instandhaltung, Entscheidungsfindung, ihre Verwendung bei Sicherheitskontrollen und ihren Einsatz im Zusammenhang mit Mikronetzen und ihr Verwendung beim autonomen Betrieb von SMR/MR /IAE 23/.

### Architektur der Warte

Die Architektur der Warte eines SMR/MR weist wesentliche Unterschiede zur Architektur heutiger KKW's auf. Das liegt zum einen daran, dass SMR/MR für die Überwachung mehrerer Module konzipiert werden und zum anderen, dass eine potenzielle Integration der oben beschriebenen Technologien (ferngesteuerter und autonomer Betrieb, Einsatz digitaler Zwillinge und KI/ML) ermöglicht werden soll. Es ist anzunehmen, dass SMR/MR in einem gemischten Energiesystem aus Kernenergie und erneuerbaren Energien integriert werden, wofür eine dynamische Energieumschaltung, automatische, intelligente Steuerungen zur Verbesserung der Effizienz der Stromerzeugung und der Lastverfolgungsfähigkeiten zur Aufrechterhaltung der Netzstabilität erstrebenswert sind. Zudem sehen einige SMR-Konzepte neben der Stromerzeugung die Auskopplung von Prozessdampf oder -wärme für industrielle Anwendungen vor. Demzufolge wird es wahrscheinlich eine Vielzahl von Systemen und Funktionen geben, die zwischen den Reaktorblöcken integriert und gegenseitig genutzt werden, auch wenn diese unterschiedliches Design haben. Bei der Architektur der Warte von SMR/MR werden daher viele Aspekte im Bezug zu menschlichen Faktoren berücksichtigt werden müssen, z.B. wie viele Module können von einem Operator beaufsichtigt werden oder welchen Informationen auf der Warte können Operatoren wirklich trauen. So ist auch die Frage ungeklärt, wie Operatoren auf Systeme reagieren sollen, die auf ML/KI beruhen, die einen Mangel an Transparenz und deterministischem Verhalten aufweisen. Die Architektur der Warte wird neue Fehlermöglichkeiten aufweisen und neue Angriffsmöglichkeiten für IT-Systeme haben /IAE 23/.

Die IAEO schlägt vor, dass die Auswirkungen neuer Technologien (autonomer Betrieb, KI/ML etc.) auf die Architektur der Warte von einer Arbeitsgruppe untersucht werden.

Dabei soll vor allen die Auswirkungen dieser Technologien auf das menschliche Handeln berücksichtigt werden und insbesondere die Frage beantwortet werden, wie Operateure auf KI/ML gesteuerte Systeme vorbereitet werden können /IAE 23/.

### **3            Gruppierung von SMR**

Nach der Recherche über den Sachstand der SMR-Konzepte wurde ein Vergleich dieser Konzepte durchgeführt. Anhand der technologiebedingten Unterschiede war es erforderlich generische Eigenschaften der einzelnen Konzepte herauszuarbeiten. Sie beschreiben auf einem übergeordneten Niveau relevante Charakteristika von SMR-Konzepten, repräsentieren dabei hingegen keine einzelnen Sicherungs- bzw. IT-Sicherheitsmaßnahmen im Sinne des internationalen Regelwerks der IAEA (Vgl. Kap. 2.1). Jedoch können aus Ihnen Erkenntnisse über die Sicherung und IT-Sicherheit im Allgemeinen bzw. über einzelne Maßnahmen abgeleitet werden. Es wurden 15 dieser Eigenschaften herausgearbeitet. Die Darstellung dieser Eigenschaften findet sich im folgenden Kapitel 3.1.1.

Die Eigenschaften charakterisieren die SMR-Konzepte und sind aussagekräftig für Sicherungs- und IT-Sicherheitsbetrachtungen. Ein Vergleich dieser individuellen Eigenschaften legt Gemeinsamkeiten und Unterschiede zwischen einzelnen Konzepten auf einer generischen Ebene offen. Die Ergebnisse dieses Vergleichs stellen die Basis für eine Zusammenfassung mehrerer SMR-Konzepte zu einzelnen Gruppen dar, sofern sie gleiche Eigenschaften aufweisen. Aufgrund der zu großen Anzahl von Eigenschaften liegen jedoch nie vollumfänglich Gemeinsamkeiten (bzw. Unterschiede) zwischen Konzepten vor, sodass für eine Zusammenfassung in Gruppen verschiedene Konstellationen denkbar sind. Aus diesem Grund wurden fünf aussagekräftige Eigenschaften prioritisiert, anhand derer eine Gruppierung maßgebend erfolgen soll. Sie stellen somit die Gruppierungskriterien dar und werden in Kapitel 3.1.2 beschrieben.

Unter Berücksichtigung der fünf Gruppierungskriterien wurden mehrere Gruppierungsprozesse durchgeführt. Da stets nie vollumfängliche Gemeinsamkeiten zwischen den anderen Eigenschaften von SMR-Konzepten vorliegen, führen die Gruppierungen nicht zu eindeutigen Ergebnissen, sodass die entstehenden Gruppenkonstellationen individuell auf ihre Plausibilität hin geprüft wurden. Ziel dieses Prozesses ist, eine Gruppierung nach den für die Sicherung und IT-Sicherheit angemessensten Übereinstimmungen zu ermitteln. Details zum Gruppierungsprozess finden sich in Kapitel 3.1.3.

#### **3.1.1        Charakteristische Eigenschaften**

Zu einer übergeordneten Charakterisierung der SMR-Konzepte wurden 15 Eigenschaften herausgearbeitet, aus denen sich Erkenntnisse für die Sicherung und die

IT-Sicherheit ableiten können bzw. die Aufschluss über grundlegende Funktionsweisen von SMR geben. Im Folgenden werden diese Eigenschaften vorgestellt und erläutert:

1. Reaktortechnologie: Die grundlegende Funktionsweise des Reaktors findet hier Einfluss. Es gibt Druckwasserreaktoren mit konventionellem Kernbrennstoff, Reaktoren mit kernbrennstoffhaltigen Salz- und Metallschmelzen sowie Kugelhafenreaktoren.
2. Modulare Einsatzart: Die Spannweite der SMR-Konzepte reicht von singulären bis zu Multireaktor-Anlagen. Je mehr Reaktoren gemeinsam betrieben werden, desto mehr Kernbrennstoff befindet sich in der Anlage. Bei solchen Anlagen können sich Synergien der Sicherung und IT-Sicherheit ergeben, die sich positiv auf das Sicherungsniveau auswirken. Hingegen stellen Synergien auch ein Risiko dar, da bei einer unzureichenden Sicherung der Reaktoren ein höheres Gefahrenpotential vorliegt, als es bei singulären Reaktoranlagen der Fall wäre.
3. Einsatzort: SMR können aufgrund bestimmter Anforderungen an die Infrastruktur (Hochspannungsnetz, Wasserverfügbarkeit) an ähnlichen Standorten wie konventionelle Kraftwerke errichtet werden. Aufgrund des geringeren Flächenbedarfs werden häufig auch bestehende Anlagenstandorte für die Standortauswahl bevorzugt. Im Gegensatz dazu sehen einige Konzepte einen abgeschiedenen Standort mit marginaler Infrastruktur vor, da sie selbst eine entsprechende Infrastruktur bereitstellen sollen (Elektrizität und/oder Wärme). Bei der Standortauswahl ist die Verfügbar- und Erreichbarkeit von Interventionskräften im SEWD-Fall von maßgebender Bedeutung.
4. Kernbrennstoff: Die Art, Menge und der Anreicherungsgrad des verwendeten Kernbrennstoffs ist eine fundamentale Eigenschaft von SMR für die Sicherung und die IT-Sicherheit. Für eine Kategorisierung nach /IAE 11/ ist u. a. der Anreicherungsgrad und die Menge des verwendeten Kernbrennstoffs relevant, da sich hieraus die anzuwendenden Maßnahmen ableiten. Die chemische Bindung des Kernbrennstoffs hat zudem Einfluss für das radiologische Potential im Falle von SEWD.
5. Brennstoffbeladestrategie: Im Gegensatz zu konventionellen Kernkraftwerken wird die Beladung von Kernbrennstoff (sowie die Handhabung des abgebrannten Kernbrennstoffs) zwischen den Konzepten sehr unterschiedlich praktiziert. Be-/Entladevorgänge sind aus Sicht der Sicherung und IT-Sicherheit sensible Vorgänge, bei denen in der Regel eine reduzierte Anzahl von Barrieren um den Kernbrennstoff vorliegt. Während solcher Vorgänge sind häufig Ersatzmaßnahmen

vorzunehmen. Je häufiger diese Vorgänge stattfinden, desto größer sind die Risiken durch SEWD.

6. Aktivitätsführende Bereiche: Hierunter sind Räumlichkeiten (Räume, Bereiche, Gebäude) zu verstehen, in denen sich (abgebrannter) Kernbrennstoff befindet. Ergänzend zum Reaktor(-gebäude) können dies Lagerräume für abgebrannten Kernbrennstoff sein. Alle solche Bereiche müssen gegen SEWD geschützt sein und erfordern entsprechende Maßnahmen.
7. Physische Barrieren gegen Eindringen: Hiermit sind Barrieren unterschiedlicher Art gemeint, die aus Sicht der Sicherung installiert werden, um SEWD zu erschweren. Hierzu zählt ein Perimeter, der das Anlagengelände als einen zutrittsbeschränkten Bereich kennzeichnet. Er fungiert als erste Barriere gegen externe Angreifer und ist daher mit geeigneten Detektionseinrichtungen zu kombinieren, um ein unbefugtes Eindringen zu erkennen. Ferner sollten die Barrieren von sensiblen Bereichen ausreichenden Widerstand gegen SEWD bieten. Die Anzahl der Öffnungsverschlüsse zu diesen Bereichen sollte gering gehalten werden, um die potenziellen Pfade von Tätern zu reduzieren.
8. Sicherungsebenen um den Kernbrennstoff: Die Anzahl der Sicherungsebenen ist eine relevante Größe für den Schutz von Kernbrennstoff. Diese Ebenen werden für die Anlagensicherheit benötigt, bieten jedoch auch einen Schutz im Sinne der Sicherung. Sie stellen einen Widerstand gegen SEWD dar und erhöhen damit das Sicherungsniveau. Die Anzahl und die Qualität dieser Barrieren sind somit entscheidend für den physischen Schutz des Kernbrennstoffs. Mit diesen Sicherungsebenen sind Barrieren, die unmittelbar um den Kernbrennstoff gelegen sind, gemeint (innerhalb Reaktorgebäude und/oder Containment) und nicht die Barrieren, die aus Gründen der Sicherung auf dem Anlagengelände installiert sind.
9. Elektrotechnik: Das Konzept der Energieversorgung kann je SMR stark variieren. So gibt es SMR, die eine autarke Energieversorgung für entlegene Gebiete sicherstellen sollen oder solche, die an ein bestehendes Stromnetz angeschlossen werden sollen. Bei der Betrachtung von Sicherheitsaspekten ist vor allem zu berücksichtigen, ob ein SMR bei Station Blackout (d. h. ohne externe Stromversorgung oder Notstromversorgung) intrinsisch sicher ist, so dass keine Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten erforderlich ist, um den SMR in einen sicheren Zustand zu bringen oder zu halten. Zudem ist für die Bewertung der Sicherheit relevant, ob eine zusätzliche Backup-Stromversorgung/Notstromversorgung und/oder auch Batterien vorhanden sind, die im Notstromfall sicherheitstechnisch wichtige Verbraucher zur Unfallüberwachung und wichtige

Verbraucher für Systeme der Sicherung versorgen kann. Die Informationen über notstromversorgte Systeme sind bei der Bewertung der Sicherheit und auch der Sicherung von Interesse. Auch die in der elektrischen Energieversorgung eingesetzten Schutzsysteme, die beispielsweise eine Vermeidung von großflächigeren Stromausfällen bei Kurzschlägen o. ä. durch frühzeitiges Isolieren des Fehlers verhindern können, sind für die Beurteilung der Sicherheit der SMR-Konzepte relevant.

10. Leittechnik: Die Art und der Umfang der eingesetzten Leittechnik ist vor allem für die Bewertung der IT-Sicherheit von Bedeutung. Dabei sollte darauf geachtet werden welche Leittechniksysteme vorgesehen sind, beispielsweise Reaktorschutzsystem, Reaktorbegrenzung, Reaktorregelung etc. und wie diese ausgeführt werden. Hierbei ist für eine Bewertung der Sicherheit insbesondere der Aufbau des Reaktorschutzsystems von Interesse (digital, analog), der Einsatz programmierbarer Bauelemente (FPGAs, ASICs), die vorgesehenen Leittechnikplattformen und die Leittechnikarchitektur. Zudem ist es für die Sicherheit relevant, dass Design-Prinzipien wie Redundanz, Diversität und Fail-Safe umgesetzt werden, damit ein menschliches/technisches Versagen nicht zu einem unsicheren Zustand führt. Viele SMR-Konzepte sehen auch das manuelle Auslösen einer Reaktorschneidabschaltung vor und geben genaue Regelungen für Handeingriffe vor.
11. Kommunikationskonzept: Wie in Abschnitt 2.2 bereits erwähnt ist der ferngesteuerte Betrieb für die Reduzierung des Personals ein wichtiger Faktor der SMR-Konzepte. Dabei ist jedoch noch weitestgehend unklar, für welche Anwendungsfelder der ferngesteuerte Betrieb in Frage kommt und welche Sicherheitsrisiken dabei bestehen. Sicher ist jedoch, wenn solche Konzepte für die Steuerung oder die Wartung des Reaktors vorgesehen sind, dann sollte auch ein Kommunikationskonzept erstellt werden, wie die Verbindung zur Warte an einem entfernten Standort hergestellt wird und welche Zugangs- und Zugriffsregelungen es für Fernzugriffe gibt. Bei den in diesem Vorhaben untersuchten SMR wurden keine detaillierten Angaben zum Einsatz von ferngesteuerten Wartungsarbeiten o. ä. gefunden.
12. Wartenkonzept: Das Wartenkonzept ist sowohl für die Sicherheit als auch für die Sicherung von Relevanz. Dabei können vor allem die folgenden Aspekte hilfreich bei der Betrachtung der Konzepte sein: der Standort der Warte und die personelle Besetzung bzw. die Anzahl der Operateure pro Modul, die Digitalisierung und das Design der Warte sowie das Vorhandensein einer Notsteuerstelle, die im Falle einer Evakuierung der Warte bei Unfällen o. ä. genutzt werden kann.

13. Schutzbedarfe von IT-Systemen: Das Regelwerk NSS 17-T fordert wie in Abschnitt 2.1.2 beschrieben die Implementierung und das Management der Computersicherheit zum Zwecke der nuklearen Sicherheit. Dabei sollen alle Systeme geschützt werden, die zu verschiedenen Aspekten der nuklearen Sicherheit beitragen, wie z. B. der physische Schutz der Anlage, E- und Leitechniksysteme etc. Die SMR-Konzepte sollten folglich ein Risikomanagement der Computersysteme der Anlage (facility CSMR) und ein Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme (system CSMR) beinhalten. Es sollte ein IT-Sicherheitskonzept (Computersicherheitsleitlinie) erstellt werden mit IT-Sicherheitsmaßnahmen für alle IT-Systeme. Zudem ist für alle IT-Systeme der Schutzbedarf (Computersicherheitslevel) festzustellen und die IT-Systeme sind Schutzbedarfszonen (Computersicherheitszonen) zuzuordnen. Das IT-Sicherheitsprogramm muss für alle IT-Systeme umgesetzt werden (in der Elektrotechnik, in der Leitechnik, auf der Warte, bei der Kommunikation und beim Fernzugriff).
14. Personelle Betriebsorganisation: Die Besetzung der Anlage vor Ort und das Personal mit Fernzugriff sind relevante Aspekte für die Sicherheit der Anlage. Es sollten Rollen und Verantwortlichkeiten festgelegt werden wie beispielsweise Leiter der Anlage, Schichtleiter, Strahlenschutz, IT-Sicherheitsbeauftragter, Wartungspersonal etc.
15. Objektsicherungspersonal: Entgegen dem Betriebspersonal, welches für die Sicherheit der Anlage verantwortlich ist, wird das Objektsicherungspersonal benötigt, um die Anlage vor SEWD zu schützen. Der Zugang zum Anlagengelände sollte durch dieses Personal bewacht und Personen, Gepäck und Fahrzeuge auf das unerlaubte Einbringen von Objekten kontrolliert werden. Dieses Personal bedient die AZ, in der Alarne aufgeschaltet sind und externe Interventionskräfte (staatliche Kräfte) im SEWD-Fall alarmiert werden. Zudem zählen Kontrollgänge auf dem Gelände und die Überprüfung der Funktionsweise von Sicherungseinrichtungen zu ihren Aufgaben. Je nach nationalen Vorgaben kann dieses Personal ebenfalls bemächtigt sein eine erste Intervention (inkl. Nutzung von Schusswaffen) durchzuführen. Dem Objektsicherungspersonal kommt damit eine zentrale Rolle bei der Sicherung von SMR zu.

### 3.1.2 Gruppierungskriterien

Die Gesamtheit der charakteristischen SMR-Eigenschaften aus Kap. 3.1.1 ermöglicht eine vielseitige Beschreibung der SMR-Konzepte. Jedoch erschwert diese Vielseitigkeit

das Zusammenfassen von Konzepten zu einzelnen Gruppen, da stets nie vollumfängliche Gemeinsamkeiten zwischen Konzepten vorliegen, sondern diese nur in Teilbereichen vergleichbar sind. Um die potenzielle Anzahl an Gruppierungskonstellationen zu reduzieren, wurden fünf gruppierungsrelevante Eigenschaften ausgewählt, anhand derer eine Gruppierung der SMR-Konzepte durchgeführt wurde. Diese Eigenschaften wurden deshalb als Gruppierungskriterien bezeichnet. Es handelt sich dabei um folgende Kriterien: Reaktortechnologie, Kernbrennstoff, Brennstoffbeladestrategie, Leittechnik und Wartenkonzept. Diese Auswahl von Kriterien zeichnet sich dadurch aus, dass Sie konzeptübergreifend eine verhältnismäßig gute Datenlage aus der Recherche aufweisen, sowohl physische als auch Aspekte der IT-Sicherheit aufgreifen und für eine Gruppierung potentiell geeignete Eigenschaften von SMR beschreiben. Welche Aspekte diese Gruppierungskriterien bestimmen wird im Folgenden genauer beschrieben.

### **3.1.2.1 Reaktortechnologie**

Bei der Auswahl der betrachteten SMR-Reaktorkonzepte war neben dem Entwicklungsstand und der Verfügbarkeit von Informationen auch die Darstellung eines breiten Spektrums von Reaktortechnologien von Interesse. Weltweit dominiert zurzeit der Einsatz von Kernreaktoren basierend auf der Leichtwassertechnologie. SMR-Konzepte greifen dieses Konzept teilweise auf und stellen „kleine Versionen“ der konventionellen Leichtwasserreaktoren dar. Aber schon der Aspekt der integralen Druckwasserreaktoren (iPWR, integrated Pressurized Water Reactor), bei denen die Dampferzeuger innerhalb des Reaktordruckbehälters verortet sind, stellt eine Abweichung der „normalen“ DWR-Technologie dar. Noch stärker unterscheiden sich Reaktorkonzepte, deren Primärkühlmittel beispielsweise eine Salzsäure, flüssiges Metall oder Gas ist. Entsprechend war es der GRS wichtig, auch hier diese verschiedenen Reaktorkonzepte abzubilden. Somit wurden neben Leichtwasserreaktorkonzepten auch Salzsäurereaktoren (MSR, Molten Salt Reactors), natriumgekühlte Reaktoren (SFR, Sodium Fast Reactor) und gasgekühlte Reaktoren (GCR, Gas Cooled Reactors) betrachtet (vgl. Kapitel 3.1.3).

### **3.1.2.2 Kernbrennstoff**

Wie bereits in Kap. 3.1.1 kurz beschrieben, werden hierunter die Art, Menge und der Anreicherungsgrad des verwendeten Kernbrennstoffs zusammengefasst. Bei der Art des Kernbrennstoffs greifen alle Konzepte auf U-235 zurück, welches jedoch in unterschiedlicher chemischer Bindung, Anreicherung und Masse vorliegt. Die chemische Bindung des Kernbrennstoffs reicht von aus konventionellen Kernkraftwerken bekannten

$\text{UO}_2$  Pellets über metallische U-Zr Legierungen, Uranhaltige Salzschmelzen bis hin zu TRISO-Partikel.

Aufgrund dieser Vielfalt hätte eine Gruppierung nach der chemischen Bindung zu viele kleinteilige Gruppen ergeben. Zudem ist die chemische Bindung des Kernbrennstoffs für eine Betrachtung der Freisetzbarkeit relevant, welche jedoch nicht in diesem Vorhaben untersucht wurde. Stattdessen wurde sich auf den Anreicherungsgrad des Kernbrennstoffs fokussiert. Wie aus Abb. 2.1 hervorgeht, werden Anlagen je nach den Anreicherungsgraden von  $\text{U}-235 < 10\%$ ,  $10 - 20\%$  und  $> 20\%$  in Kategorien III, II und I eingeteilt. Die dabei erforderliche Menge an Kernbrennstoff in der Anlage liegt im Bereich 1 bis 5 kg. Anhand dieser Kategorisierung wurde auch die Bewertung angelehnt. So werden Konzepte mit einem Anreicherungsgrad  $< 10\%$  aus Sicht der Sicherung am positivsten bewertet (grün), gefolgt von dem Anreicherungsgrad  $10 - 20\%$  (gelb). Die aus Sicht der Sicherung schlechteste Einstufung (rot) mit einem Anreicherungsgrad  $> 20\%$  liegt bei keinem der Konzepte vor (Tabelle 3.1).

Anhand dieser Kategorisierung werden auch die zu erfüllenden Sicherungsmaßnahmen gemäß /IAE 11/ ausgelegt, je höher die Kategorie, desto strenger die Maßnahmen. So mit ermöglicht eine Gruppierung nach diesem Kriterium das Ansetzen gleicher Sicherungsmaßnahmen innerhalb der Gruppen.

### **3.1.2.3 Brennstoffbeladestrategie**

In diesem Kriterium wird die Häufigkeit der Handhabung von Kernbrennstoff und seine Zugänglichkeit bei Be- und Entladeprozessen verstanden. Dieses Kriterium beruht auf dem Erfordernis, dass in Reaktoren verwendeter KB abbrennt, der Reaktor an Leistung einbüßt und dadurch mit frischem KB beladen wird. Bei konventionellen Kernkraftwerken am Beispiel eines Leichtwasserreaktors wird dieser Prozess mit einer Revision verbunden, bei der der Reaktor heruntergefahren werden muss, um die BE aus dem Reaktor in entsprechende Abklingbecken zu verfahren. Hierbei werden die BE mit einem Kran gehandhabt und transportiert. Dabei ist der KB unmittelbar zugänglich und anfällig für SEWD und stellt damit einen sensiblen Prozess aus Sicht der Sicherung dar.

Unter den untersuchten SMR-Konzepten liegt neben dieser aus konventionellen Kernkraftwerken bekannten Vorgehensweise auch Handhabungen ohne direkte Zugänglichkeit vor. Entweder weil dies automatisiert, ohne Anwesenheit von Personal geschieht, weil der Wechsel in abgeschirmten und nicht zugänglichen Bereichen geschieht oder

weil schlichtweg im Rahmen des Betriebszyklus kein Wechsel vorgesehen ist und somit auch keine Zugänglichkeit vorliegt. Solche Konzepte werden positiv aus Sicht der Sicherung bewertet (grün). Konzepte, die in ihrem Vorgehen denen konventioneller Kernkraftwerke ähneln und temporär eine reduzierte Anzahl an Barrieren aufweisen werden als intermediär aus Sicht der Sicherung eingeschätzt (gelb). Es liegen keine Konzepte vor, bei denen längerfristig eine unmittelbare Zugänglichkeit des KB gegeben ist, dies würde ansonsten eine negative Bewertung nach sich ziehen (rot) (Tabelle 3.1).

Bei der Häufigkeit des Be- und Entladevorgangs wurden die Konzepte wie folgt eingestuft: Finden Wechsel unterjährig statt, wird dies negativ aus Sicht der Sicherung bewertet (rot). Finden Wechselvorgänge alle ein bis drei Jahre statt, verringert sich die Möglichkeit für die Ausübung von SEWD deutlich, sodass dies intermediär bewertet wurde (gelb). Finden Wechsel seltener als drei Jahre statt, wird dies als positiv für die Sicherung des KB bewertet (grün) (Tabelle 3.1).

Sofern die Anzahl der Wechsel und die Zugänglichkeit eine widersprüchliche Einschätzung eines SMR-Konzeptes nach sich zog, wurde der Zugänglichkeit eine höhere Gewichtung eingeräumt, da sie letztlich relevant für eine Ausübung von SEWD an dem KB ist, während die Häufigkeit von BE-Wechseln lediglich die Häufigkeit einer potenziell erleichterten Zugänglichkeit darstellt.

### 3.1.2.4 Elektrotechnik

Aus Sicherheitsaspekten ist ein SMR, der bei einem Station Blackout intrinsisch sicher ist und somit keine Notstromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten benötigt, zu priorisieren vor einem SMR, der diesen Sicherheitsaspekt nicht aufweist (grün). Zudem sind SMR, die über eine Backup-Stromversorgung und/oder Batterien für die Unfallüberwachung und die Systeme der Sicherung in einem Notfall verfügen, zu priorisieren (grün).

In einigen SMR-Konzepten werden keine Angaben über Systeme mit Backup-Stromversorgung bzw. notstromversorgte Systeme der Sicherheit und Sicherung gemacht, so dass hier auch keine Bewertung möglich ist (grau) (Tabelle 3.1).

### **3.1.2.5 Leittechnik**

Bei der Bewertung der digitalen Leittechnik wird die Priorität zunächst auf das Reaktorschutzsystem gelegt. Das Reaktorschutzsystem sollte möglichst wenig digitalisiert sein, um vor Cyber-Angriffen und inhärente Programmierfehler geschützt zu sein. Am sichersten wird dabei ein analoges Reaktorschutzsystem eingestuft, wie es auch in einigen SMR eingesetzt wird (grün) (Tabelle 3.1).

Reaktorschutzsysteme mit programmierbaren Bauelementen wie z. B. FPGAs werden als schwieriger manipulierbar durch Cyber-Angriffe bewertet (gelb) als Reaktorschutzsysteme mit Mikroprozessoren und Software (rot). Für die Sicherheit der SMR werden auch redundante Systeme eingesetzt, was positiv bewertet wird (grün bei vierfacher Redundanz, gelb bei dreifacher Redundanz). Zudem wird bei einigen Konzepten erwähnt, dass die Systeme diversitär ausgelegt werden (grün). Viele SMR-Konzepte sehen auch das manuelle Auslösen einer Reaktorschneidabschaltung vor und geben genaue Regelungen für Handeingriffe vor (grün) (Tabelle 3.1).

**Tab. 3.1** Qualitative Darstellung der fünf Gruppierungskriterien für die 15 SMR-Konzepte. Einschätzungen der Kriterien aus Sicht der IT-Sicherheit bzw. Sicherung: grün = positiv, gelb = neutral, rot = negativ, grau = keine Einschätzung möglich

### **3.1.3 Gruppierungsprozess**

Basierend auf den Einschätzungen der SMR-Konzepte zu den fünf Gruppierungskriterien, wurde für diese Kriterien jeweils eine eigene Eingruppierung vorgenommen. Für jedes Kriterium wurden dabei gleich eingeschätzte SMR zu einer Gruppe zusammengefasst. Im Anschluss wurden die entstehenden Gruppenkonstellationen auf Plausibilität der Gruppierung anhand vergleichbarer charakteristischer Eigenschaften geprüft. Das Kriterium mit der bestmöglichen Plausibilität wurde schließlich als Gruppierungskriterium ausgewählt.

#### **3.1.3.1 Reaktortechnologie**

Die Gruppierung nach diesem Kriterium führte zur Bestimmung von vier Gruppen:

Leichtwasserreaktoren: BWRX-300, CAREM-25, NuScale, NUWARD, Rolls-Royce, SMR-160, KLT-40S

Natriumgekühlte Reaktoren: ARC-100, Aurora

Salzschmelzreaktoren: IMSR, SSR-W, KP-FHR

Gasgekühlte Reaktoren: EM2, MMR, XE-100

In der Gruppe der Leichtwasserreaktoren sind sechs Konzepte mit Druckwasserreaktor-technologie enthalten sowie mit dem BWRX-300 ein Siedewasserreaktor. Technologiebedingt liegen auch Gemeinsamkeit bei der Art des Kernbrennstoffs ( $\text{UO}_2$ ), der bei allen Konzepten zum Einsatz kommt, vor. Der Anreicherungsgrad liegt ebenfalls bei allen Konzepten mit Ausnahme des KLT40-S (18,6 % U-235) bei < 5 % U-235. Weitere Gemeinsamkeiten liegen bei der Häufigkeit der Be- und Entladevorgänge beim BE-Wechsel vor, die in einem 1–3-jährigen Turnus stattfinden. Auch die Zugänglichkeit von KB bei diesen Wechseln bzw. die Anzahl an fehlenden Barrieren um den KB bei diesen Wechseln ist ebenfalls vergleichbar. Die Anzahl und Qualität von Sicherungsebenen um den KB im regulären Betrieb sind ebenfalls auf einem vergleichbaren Niveau.

Nicht derart einheitlich ist die Eigenschaft der Modularität in Bezug auf die Möglichkeit von Multi-Modul-Anlagen, die elektrotechnischen Eigenschaften zur intrinsischen Sicherheit bei einem station blackout (sto) sowie die Notstromversorgung.

Zu den Themenbereichen Leittechnik, Wartenkonzept, Schutzbedarf von IT-Systemen, physischen Barrieren und Wachdienst liegt aufgrund fehlender Datenlage kein einheitliches Bild vor.

Die beiden natriumgekühlten Reaktoren ARC-100 und Aurora weisen vergleichbare Eigenschaften im Bereich Art und Anreicherungsgrad des KB auf. Die Häufigkeit von KB Be-/Entladevorgängen ist zudem niedrig, während es wenig aktivitätsführende Bereiche und eine vergleichbar hohe Anzahl an Sicherungsebenen um den KB gibt. Bei den Eigenschaften Elektro- und Leichttechnik, Wartenkonzept und Schutzbedarf von IT-Systemen kann ebenfalls mangels ausreichender Datengrundlage keine Aussage zu Gemeinsamkeiten getroffen werden. Bei den physischen Barrieren zeigt sich jedoch, dass das Aurora-Konzept als schlecht eingeschätzt wird, während das ARC-100 einen positiven Eindruck hinterlässt.

Bei der Gruppe der Salzschmelzreaktoren aus IMSR, KP-FHR und SSR-W wurden Gemeinsamkeiten in der Anzahl und Qualität von Sicherungsebenen um den KB sowie in der Menge und vermuteten Qualität von Barrieren gegen das Eindringen ausgemacht. Bei der Brennstoffbeladung bzw. -entladung, der Anzahl aktivitätsführender Bereiche sowie dem Anreicherungsgrad von KB werden die Konzepte unterschiedlich eingeschätzt. Alle weiteren Eigenschaften können aufgrund uneinheitlicher Datengrundlage nicht verglichen werden.

Die letzte Gruppe der gasgekühlten Reaktoren; bestehend aus EM<sup>2</sup>, MMR und XE-100, weist folgende Gemeinsamkeiten auf: bei der Modularität werden für alle Anlagen die Verfügbarkeit von Mehrreaktorenkonzepten angegeben, die Anreicherung liegt im Bereich > 10 - 20 % U-235 und die Gesamteinsschätzung der KB Be-/Entladestrategie wird bei allen Konzepten aus Sicht der Sicherung positiv bewertet. Unterschiede bestehen in der Anzahl aktivitätsführender Bereiche und in der Anzahl und Qualität von Sicherungsebenen um den KB. Bei sonstigen Eigenschaften ist die Datenlage nicht vollständig, um eine Bewertung vorzunehmen.

### **3.1.3.2 Kernbrennstoff - Anreicherungsgrad**

Bei dieser Gruppierung können die Konzepte in zwei große Gruppen eingeteilt werden:

< 10 % U-235: BWRX-300, CAREM-25, IMSR, Nuscale, NUWARD, Rolls-Royce, SMR-160, SSR-W

## 10 - 20 % U-235: ARC-100, Aurora, EM<sup>2</sup>, KLT-40S, KP-FHR, MMR, XE-100

Die erste Gruppe der Konzepte mit niedrig angereichertem KB enthält die LWR-Konzepte (ohne KLT-40S) sowie mit IMSR und SSR-W zwei Salzschmelzreaktoren und besteht damit aus acht Konzepten. Aufgrund der großen Anzahl an Gruppenmitgliedern fällt die Anzahl der vollumfänglich gemeinsamen Eigenschaften gering aus, genaugenommen trifft dies nur auf die Einschätzung zur Anzahl und Qualität von Sicherungsebenen um den KB zu. Mehrheitliche Gemeinsamkeiten liegen in den Bereichen Brennstoffbeladestrategie bzw. -entladestrategie, aktivitätsführende Bereiche und Modularität vor. Alle sonstigen Eigenschaften können aufgrund der nicht vollumfänglich vorliegenden Datengrundlage auf ihre Gemeinsamkeiten hin nicht bewertet werden.

In der Gruppe der höher angereicherten SMR-Konzepte finden sich demnach die verbleibenden sieben SMR-Konzepte und damit jeweils mindestens ein Vertreter aus jeder Reaktortechnologiegruppe, da der DWR KLT-40S als LWR aufgrund der höheren Anreicherung ebenfalls in diese Gruppe fällt. Die Heterogenität der einzelnen Reaktortechnologien findet sich auch bei den Konzept-Eigenschaften wieder, denn es gibt keine einzige Eigenschaft, für die eine vollumfängliche Gemeinsamkeit zwischen den Konzepten vorliegt. Bei der Modularität, Be-/Entladestrategie, aktivitätsführenden Bereichen und Sicherungsebenen fällt die Einschätzung uneinheitlich aus. Eine fehlende Datengrundlage erlaubt zu den sonstigen Eigenschaften keine abschließende Bewertung.

### **3.1.3.3      Brennstoffbeladestrategie bzw. -entladestrategie**

Die hier erfolgte Gruppeneinteilung erfolgte unter Berücksichtigung der Häufigkeit der Be-/Entladevorgänge von KB sowie der dabei entstehenden Zugänglichkeit. Es ergeben sich drei Gruppen mit Konzepten, deren Einschätzung zur Sicherung für dieses Kriterium jeweils positiv, neutral oder negativ ausfällt.

Positive Einschätzung: ARC-100, Aurora, IMSR, MMR, EM2, KP-FHR, XE-100

Neutrale Einschätzung: BWRX-300, CAREM-25, KLT-40S, NuScale, NUWARD, Rolls-Royce, SMR-160

Negative Einschätzung: SSR-W

Mit Ausnahme des IMSR besitzen alle Konzepte dieser Gruppe eine höhere Anreicherung des KB von 10 - 20 %. Die Einschätzung zu aktivitätsführenden Bereichen ist ebenfalls mit Ausnahme des XE-100-Konzepts einheitlich. Bei anderen Eigenschaften treten Gemeinsamkeiten und Unterschiede diffuser auf. Insbesondere in den Bereichen Leittechnik, Wartenkonzept, Schutzbedarf von IT-Systemen und physische Barrieren kann keine Einschätzung erfolgen, da die Datengrundlage lückenhaft ist.

Die zweite Gruppe beinhaltet alle Leichtwasserreaktoren-Konzepte, sodass die Einschätzung zu vorliegenden Gemeinsamkeiten und Unterschieden identisch ist mit der, die unter dem Kriterium „Reaktortechnologie“ vorgenommen wurde.

Die Gruppe aus negativ eingeschätzten Eigenschaften zur Be-/Entladestrategie besteht aus dem SSR-W Konzept. Während die Anzahl an reduzierten Barrieren bei einem solchen Wechsel vergleichbar ist mit denen aus der zweiten Gruppe, so ist die Häufigkeit des Be-/Entladevorgangs im Gegensatz zu den LWR-Konzepten (alle 1 - 3 Jahre) massiv erhöht (Wechsel alle 10 Tage und damit mehr als 100 Wechsel in 3 Jahren). Diese führte letztlich aus Sicht der Sicherung zu einer Abstufung dieses Konzepts. Da diese Gruppe nur aus einem Konzept besteht, können auch keine Aussagen zu Gemeinsamkeiten und Unterschieden getroffen werden.

### 3.1.3.4 Elektrotechnik

Da eine Zuordnung zu den Gruppen nach der Reaktortechnologie aufgrund großer Wissenslücken keinen Mehrwert liefert, wird im Folgenden nur eine Zuordnung zu positiv und negativ bewerteten Aspekten der Elektrotechnik wiedergegeben. Die Zuordnung erfolgte unter Berücksichtigung der intrinsischen Sicherheit bei einem Station Blackout (und somit keiner Notstromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten):

Positive Einschätzung: EM2, IMSR, NuScale, KP-FHR, NUWARD, BWRS-300, CAREM-25, Rolls-Royce, Xe-100, Aurora, MMR

Keine Angaben: KLT-40S, SMR-160, SSR-W Moltex, ARC-100

In der Liste der SMR-Konzepte, die angeben bei einem Station Blackout intrinsisch sicher zu sein, geben bis auf drei (Xe100, Aurora und MMR) alle SMR-Konzepte an, eine zusätzliche Backup-Stromversorgung und/oder Batterien zu besitzen, die beispielsweise für Verbraucher zur Unfallüberwachung bei einem Störfall (keine sicherheitstechnisch

wichtigen Komponenten) oder Systeme der Anlagensicherung eingesetzt werden können. Keine Angaben zu einer Backup-Stromversorgung machen die Konzepte des Xe 100, Aurora, KLT-40S, SMR-160, SSR-W Moltex und ARC-100. Der MMR gibt als einziges SMR-Konzept an, eine solche Backup-Stromversorgung nicht zu haben.

### **3.1.3.5 Leittechnik**

Die hier erfolgte Zuordnung berücksichtigt den Digitalisierungsgrad des Reaktorschutzsystems. Am sichersten wird dabei ein analog aufgebautes Reaktorschutzsystem oder ein digitales Reaktorschutzsystem mit einem zusätzlichen diversitären, analogen Reaktorschutzsystem bewertet. Ein Reaktorschutzsystem mit programmierbaren Baulementen wie z. B. FPGAs wird neutral bewertet, da eine Manipulation durch Cyber-Angriffe hier schwieriger ist als bei einem Reaktorschutzsystem mit Mikroprozessoren und Software. Letzteres wird negativ eingeschätzt, da ein Reaktorschutzsystem mit Mikroprozessoren und Software als leichter manipulierbar angesehen werden kann. In zahlreichen Konzepten wurden keine Angaben zum Reaktorschutzsystem gemacht.

Positive Einschätzung: Rolls-Royce, Aurora, MSR

Neutrale Einschätzung: NuScale, CAREM-25, Xe-100

Negative Einschätzung: EM2, IMSR

Keine Angaben: KP-FHR, NUWARD, BWRX-300, MMR, KLT-40S, SMR-160, ARC-100

In sechs Konzepten (NuScale, KP-FHR, CAREM-25, Xe 100, Aurora; SMR-160) wird zudem angegeben, dass eine manuelle RESA möglich ist. Einige Konzepte machen auch Angaben über Redundanzen und Diversität im Reaktorschutzsystem, aber auch hier ergibt sich kein klares Bild.



## 4

# Generische Sicherungsanforderungen für die Sicherung und die IT-Sicherheit

Der Umfang des relevanten Regelwerks ist im Rahmen von Kap. 2.1 dargestellt worden. Da SMR-Konzepte teilweise auf neue Reaktortechnologien setzen und in der Einschätzung zu ihren Eigenschaften sehr unterschiedlich bewertet werden können (Vgl. Kap. 3), ist zunächst zu prüfen, ob die Anwendung des bestehenden internationalen Regelwerks auf SMR möglich ist (Vgl. Kap. 4.1). Im Anschluss werden aus dem Regelwerk generische Sicherungsanforderungen abgeleitet. Sie gelten für konventionelle Kernkraftwerke und decken die verschiedenen Aspekte der Sicherung (baulich, technisch, personell-administrativ) umfassend ab (Vgl. Kap. 4.2). Schließlich werden diesen Anforderungen den SMR-Konzepten gegenübergestellt und geprüft, ob und wie umfänglich die Anforderungen durch diese neuartigen Reaktoren erfüllt werden. Hierbei wird auf die Gruppierung zurückgegriffen und sich auf einen Repräsentanten der jeweiligen Gruppe konzentriert. Aufgrund der Gemeinsamkeiten innerhalb der Gruppen, können dann Erkenntnisse auf andere SMR übertragen und Aussagen über Aspekte der Sicherung und IT-Sicherheit getroffen werden, ohne eine individuelle Betrachtung jedes Konzepts vornehmen zu müssen (Vgl. Kap. 4.3).

## 4.1 Anwendbarkeit Internationalen Regelwerks

### 4.1.1 Sicherung

Die IAEA nennt in der NSS No. 13 und 27-G /IAE 11/, /IAE 18/ den Zweck dieser Richtlinien. Sie zielt darin ab, Staaten und ihre zuständigen Behörden dabei zu unterstützen, ein Regime des physischen Schutzes von radioaktiven Stoffen und kerntechnischen Anlagen zu schaffen. Dabei soll das Risiko von bösartigen Handlungen mit radioaktiven Stoffen oder an kerntechnischen Anlagen reduziert werden (Vgl. Kap. 2.1.1). Um dies zu gewährleisten, sollen folgende Schutzziele erhalten werden /IAE 11/, /IAE 18/:

- Entwendung radioaktiven Materials mit der Absicht einen nuklearen Sprengsatz zu bauen,
- Entwendung radioaktiven Materials mit dem Ziel einer anschließenden Freisetzung,
- Freisetzung radioaktiven Materials.

Unter den geschilderten Anwendungsbereich werden radioaktive Stoffe und kerntechnische Anlagen subsumiert, eine Unterscheidung um welche Stoffe bzw. welche Arten von Anlagen es sich handelt, liegt nicht vor. Damit ist grundsätzlich auch eine Anwendbarkeit dieser Richtlinie auf SMR möglich, da sie ebenfalls eine kerntechnische Anlage darstellen und auch radioaktive Stoffe in Form von Kernbrennstoff (U-235) beinhalten. Ob es sich dabei um Leichtwasserreaktoren, natriumgekühlte Reaktoren, Salzschmelzreaktoren oder gasgekühlte Reaktoren handelt, ist aus Sicht dieser Richtlinien folglich auch nicht von Relevanz. Analog äußerten sich auch die Vertreter der IAEA sowie die Ländervertreter im Rahmen des Technical Meeting on Security of Small Modular Reactors, die ebenfalls eine Anwendbarkeit der Richtlinien des physischen Schutzes bei SMR für gegeben erachteten (Vgl. Kap. 2.3.2). Somit sind die vorgeschlagenen Maßnahmen dieser Richtlinien zum physischen Schutz radioaktiver Stoffe und kerntechnischer Anlagen sowohl für konventionelle Kernkraftwerke als auch für SMR anzuwenden.

Ergänzend zu dieser Feststellung ist es erforderlich zu prüfen, ob die in den Richtlinien genannten Maßnahmen des physischen Schutzes auch für SMR abdeckend sind oder ob durch die neuen Reaktortechnologien eine Anpassung/Ergänzung dieser Richtlinien erforderlich ist. Kerntechnische Anlagen werden entsprechend des Ihnen gehandhabten Kernbrennstoffs in Kategorien eingeteilt, nach denen sich die erforderlichen Maßnahmen richten. Diese Systematik ist ebenfalls anwendbar auf SMR, da sie ebenfalls auf U-235 als Kernbrennstoff mit unterschiedlichen Anreicherungsgraden zurückgreifen. Eine entsprechende Kategorisierung im Sinne der Richtlinien kann damit ebenfalls vorgenommen werden.

Die in den Richtlinien No. 13 und 27-G genannten Maßnahmenkategorien (Vgl. Kap. 2.1.1) repräsentieren die Sicherungsfunktionen (Bsp.: Detektion, Alarmierung, Verzögerung), die ein physisches Schutzsystem benötigt. Sie ergänzen sich gegenseitig und erzeugen erst in ihrer Gesamtheit ein funktionierendes physisches Schutzsystem. Diese Maßnahmenkategorien sind generisch gehalten, um eine Anwendbarkeit für verschiedene kerntechnische Anlagen wie Kernkraftwerke aber auch Lager von radioaktiven Stoffen zu ermöglichen. Auch wenn Unterschiede in der Reaktortechnologie, der chemischen Bindung sowie Anreicherung des verwendeten Kernbrennstoffs von SMR zu konventionellen Kernkraftwerken bestehen, ist eine Anwendbarkeit dieser Maßnahmenkategorien für SMR gleichsam möglich.

#### **4.1.2 IT-Sicherheit**

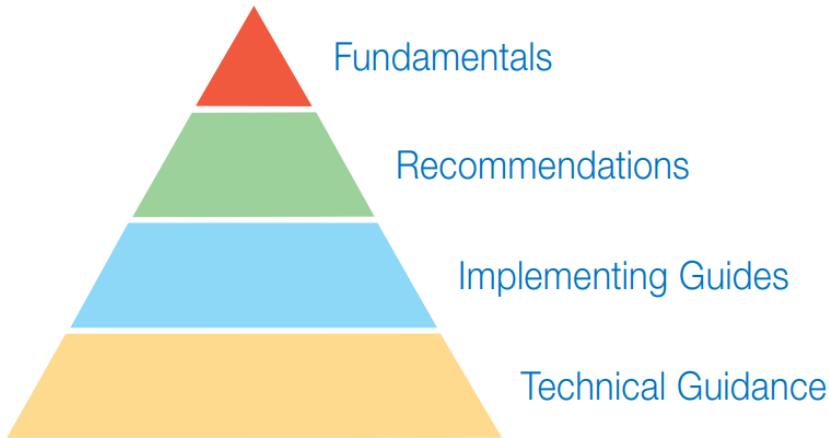
Wie bereits in Kapitel 2.3.3 erwähnt, wurde im Rahmen der Arbeitsgruppe des „International Workshop on Instrumentation and Control and Computer Security for Small Modular Reactors“ die Anwendbarkeit des internationalen IAEO-Regelwerks auf SMR/MR ausführlich diskutiert. Dabei ging um die Frage, ob eine Notwendigkeit zur Überarbeitung der IAEO-Regelwerks aufgrund der Besonderheit von SMR/MR besteht. Zunächst einmal, sollten die „Besonderheiten“ definiert werden, die SMR/MR aufweisen, die sich von herkömmlichen KKW unterscheiden und die eine Relevanz für die IT-Sicherheit und die Sicherheit der E- und Leittechniksysteme im Allgemeinen haben könnten. Als relevant wurden die folgenden vier Themen identifiziert:

- Einsatz mehrerer Warten, Leittechnikarchitektur und Aspekte menschlicher Fehler
- Digitale Zwillinge und Nutzung von KI/ML
- Ferngesteuerter und autonomer Betrieb (Umgang mit Vertrauen)
- Spezifische Technologien, die in SMR/MR potenziell intensiver genutzt werden, wie z.B. FPGA, drahtlose Technologien

Zudem wurden noch drei weitere Punkte gefunden, die jedoch auch für herkömmliche KKW relevant sind:

- Der Zusammenhang zwischen physischem Schutz, Cybersicherheit und Leittechnikarchitektur, insbesondere im Hinblick auf die Remote Konfigurationen (dieses Thema ist für SMR besonders relevant, angesichts ihrer Standorte in entlegenen Gebieten und der unterschiedlichen SMR-Technologien).
- Einsatz von Sensoren und smart devices (Einsatz bei SMR zahlreicher, mit mehr Funktionen und potenziell komplexer)
- Lieferkette, Sicherheit beim Transport der Module, bei der Wartung

Jedes dieser Themen sollte im Hinblick auf zwei Aspekte geprüft werden: Ist das betrachtete Regelwerk potenziell überhaupt geeignet das spezielle Thema zu behandeln oder passt das Thema eher in ein anderes Regelwerk? Gibt es explizite Anforderungen, die sich mit dem Thema beschäftigen? Da das Regelwerk sehr umfangreich ist, konnte diese Detailtiefe jedoch im Rahmen der Arbeitsgruppe nicht erreicht werden.



**Abb. 4.1** Pyramide für die IAEA Nuclear Security Series (NSS) mit den vier Leveln

Für die Diskussion in der Arbeitsgruppe wurden Richtlinien aus der IAEA Nuclear Security Series (NSS) aus dem Level 3 (Umsetzungsleitfaden, implementing guide) und Level 4 (technische Leitlinie, technical guidance) als relevant betrachtet. Die NSS 42-G „Computer Security for Nuclear Security“ wurde als allgemeingültig und damit auch auf SMR/MR anwendbar bewertet. Bei der NSS 42-G wurde folglich kein dringender Handlungsbedarf für Änderungen erkannt. Die technische Leitlinie NSS17-T „Computer Security Techniques for Nuclear Facilities“ wird ebenfalls als auf SMR/MR übertragbar angesehen, da sie sich sehr flexibel auf neue Technologien übertragen lässt, so dass hier kein dringender Handlungsbedarf besteht. Die technische Leitlinie NSS 33-T „Computer Security of Instrumentation and Control Systems at Nuclear Facilities“ scheint aus Sicht der Arbeitsgruppe von den allgemeinen Grundsätzen und den Themen auch für SMR/MR anwendbar und ausreichend zu sein. Eine detaillierte Betrachtung der Inhalte und ihrer Anwendbarkeit auf die spezifischen Probleme von SMR/MR sollte hier jedoch erfolgen, um eventuell vorhandene Lücken zu schließen. Auch einige nicht serielle Veröffentlichungen könnten möglicherweise ein Update benötigen, welches jedoch nach und nach erfolgen könnte. Zum Thema Cybersicherheit in der Lieferkette veröffentlichte die IAEA im Dezember 2022 das TDL-011 „Computer Security Approaches to Reduce Cyber Risks in the Nuclear Supply Chain“.

Wenn auch die IAEA Safety Standards einer Überprüfung auf Anwendbarkeit auf SMR/MR unterzogen werden sollen, wäre eine detaillierte Analyse des SSG-39 „Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants“ und des SSG-51 „Human Factors Engineering in the Design of Nuclear Power Plants“ erforderlich. Von der Arbeitsgruppe wurde jedoch klar empfohlen, die Priorität zunächst auf die IAEA Nuclear Security Series (NSS) zu legen.

Die Arbeitsgruppe empfahl mit der Überarbeitung des NSS 33-T zu beginnen und dabei eine enge Kooperation mit den IAEA-Dokumenten und -Initiativen der E- und Leittechnik (NSS, SSG) sicherzustellen, um eine einheitliche Behandlung der verschiedenen Themen und Vorschläge zu gewährleisten. Zudem sollte auch eine Abstimmung mit internationalen Normungsgremien IEC SC45A „Standards for Instrumentation, Control and Electrical Power Systems for Nuclear Facilities“ erfolgen.

## **4.2 Ableitung generischer Sicherungsanforderungen**

Im Ergebnis wird daher die Ableitung von zehn generischen Sicherungsanforderungen aus den Aspekten des internationalen Regelwerks zur Sicherung und IT-Sicherheit angestrebt. Unter Berücksichtigung des Bewertungsumfangs bestehend aus den einzelnen SMR-Gruppen mit ihren jeweiligen Kriterien, muss dieser Prozess mehrfach iterativ durchgeführt werden.

### **4.2.1 Anforderungen des physischen Schutzes**

Nachdem die Anwendbarkeit des internationalen IAEA-Regelwerks, genauer gesagt der Richtlinien NSS No. 13 und 27-G festgestellt wurde, sollen im Folgenden die dort enthaltenen Sicherungsanforderungen zusammengefasst und erläutert werden.

Die Richtlinien nennen Anforderungen an den staatlichen Akteur. Dieser soll ein nationales Regelwerk zur Schaffung eines integrierten physischen Schutzsystems aufbauen, mit Betreibern kooperieren und Maßnahmen zum physischen Schutz abstimmen sowie dafür sorgen, dass staatliche Interventionskräfte im SEWD-Fall die Anlage erreichen und letztlich eine erfolgte SEWD-Handlung beenden. Da bei diesen Anforderungen jeder staatliche Akteur nationales Regelwerk individuell ausgestalten kann, werden diese Anforderungen im Folgenden nicht betrachtet, sondern sich ausschließlich auf anlagenspezifische Anforderungen fokussiert.

Die Sicherungsanforderungen gegen die Schutzzielverletzung durch eine Entwendung können sich je nach Kategorisierung einer Anlage unterscheiden. Hieraus ableitend sehen die Richtlinien das Definieren von Bereichen vor, die je nach zu schützenden radioaktiven Stoffen bzw. Kategorisierung abgestufte Maßnahmen erfordern. Da unter den SMR-Konzepten keine Einstufung in Kat. I vorliegt, werden im Folgenden nur Anforderungen der Kat. II und III berücksichtigt. Aus dieser Kategorisierung geht auch das Erfordernis hervor, bestimmte Bereiche der Anlage auszuweisen und mit erhöhten

Sicherungsmaßnahmen auszustatten. Im Falle der Kat. I ist dies der „innere Bereich“ („inner area“) /IAE 11/. Maßnahmen, die explizit für diese Bereiche gelten, werden daher im Folgenden nicht aufgeführt.

Ergänzend gibt es Anforderungen gegen die Schutzzielverletzung durch eine Freisetzung vor Ort durch SEWD-Handlungen /IAE 11, Kap. 5/. Hiervon betroffen sind Stoffe bzw. Anlagen, bei denen im Falle einer Freisetzung signifikante radiologische Konsequenzen (high radiological consequences) eintreten können. Solche Stoffe sind in einem gesondert geschützten Bereich (vital area) aufzubewahren. Ferner sind gesonderte Maßnahmen für diese Bereiche vorzusehen. Da im Rahmen dieses Projekt keine Freisetzungsbetrachtungen vorgenommen werden, kann keine Einschätzung vorgenommen werden, bei welchen Konzepten signifikante radiologische Konsequenzen bei einer Freisetzung zu erwarten sind. Somit werden die hierfür geltenden Anforderungen im Folgenden nicht berücksichtigt. An dieser Stelle sei erwähnt, dass unter Berücksichtigung von Freisetzungsbetrachtungen ergänzende Sicherungsanforderungen an die SMR-Konzepte bestünden.

Im Folgenden werden Sicherungsanforderungen an Maßnahmen aus /IAE 11/, /IAE 18/ gegen die Entwendung radioaktiver Stoffe für Anlagen der Kategorien II und III aufgeführt und erläutert:

Schnittstellenmanagement Sicherung-Sicherheit-Bestandskontrolle: Der Betreiber sollte die Schnittstellen des physischen Schutzes zur Sicherheit und zur nuklearer Bestandskontrolle managen und dafür sorgen, dass sie sich nicht behindern, sondern gegenseitig unterstützen.

Zutrittsbeschränktes Anlagengelände: Radioaktive Stoffe sollten von einem zutrittsbeschränkten Bereich umgeben sein. Hierbei sollte es sich um das Anlagengelände handeln. Auf diesem Gelände sollten sich sonstige Bereiche wie der geschützte Bereich befinden. Der unberechtigte Zutritt sollte durch Maßnahmen (Bsp. Perimeter) verhindert werden.

Maßnahmen gegen Eindringen: Das Anlagengelände sollte mit Barrieren und Detektionseinrichtungen ausgestattet sein, um mögliche SEWD rechtzeitig zu erkennen. Außerdem sollte eine ausreichend hohe Anzahl an Wachpersonal und staatlichen Interventionskräften verfügbar sein, um im SEWD-Fall intervenieren zu können.

Geschützter Bereich (GB): Radioaktive Stoffe sollten in einem separaten geschützten Bereich auf dem zutrittsbeschränkten Anlagengelände aufbewahrt und/oder gehandhabt werden.

Zugänge: Der GB sollte so wenig Zugänge wie möglich aufweisen. Diese Zugänge sollten angemessen gesichert und mit Alarmierungseinrichtungen versehen sein.

Zugangskontrolle: Lediglich autorisierte Personen sollten Zugang zum GB haben. Zugangskontrollmechanismen sollten angewandt werden, um ein unautorisiertes Betreten und Verlassen zu verhindern. Die Anzahl zutrittsberechtigter Personen sollte so klein wie möglich gehalten werden. Die Zuverlässigkeit von zutrittsberechtigten Personen sollte überprüft sein. Nicht zuverlässigkeitsüberprüfte Personen sollten durch eine Person mit einer gültigen Zutrittsberechtigung begleitet werden.

Personenverifizierung: Die Identität von Personen sollte beim Zutritt zum GB erfasst und verifiziert werden.

Zugangsdocumentation: Der Personenkreis mit Zutrittsberechtigung, der Besitz von Schlüsseln, Zugangskarten und/oder Nutzung von Zutrittskontrollsystmen sollte dokumentiert werden.

Physische Barrieren: Physische Barrieren erfüllen die Funktion der Verzögerung. Sie können verschiedene Eigenschaften aufweisen, gestaffelt vorkommen und sollten hinter der ersten Detektionslinie installiert sein, um ausreichend Zeit für eine Intervention zu ermöglichen. Sie sind oft mit eigenen Detektionsmaßnahmen verknüpft, die jedoch vor der Barrierefunktion zum Tragen kommen sollten. Um den Schutz vor einem Angriff mittels eines Fahrzeugs zu verbessern, sollte ein Durchfahrschutz an der äußeren Umschließung vorhanden sein. Auch das Vorsehen von Kurven oder eine abgewinkelte Ausrichtung von Eingängen gegenüber Anfahrtswegen unterstützt die Barrierefunktion.

Wachpersonal: Permanent zur Verfügung stehendes Wachpersonal und Interventionskräfte sollten bereitgestellt werden, um effektiv jedem Versuch der Entwendung entgegenzuwirken. Dieses Personal sollte regelmäßig mit der AZ kommunizieren. Ferner sollte das Personal entsprechend ausgestattet und trainiert sein. Die Aufteilung zwischen Wachpersonal und Interventionskräften variiert je nach nationalen Regularien. Es sollte regelmäßige Übungen zwischen Wachpersonal und Interventionskräften geben.

Wachpersonal sollte einen Angriff bis zum Eingreifen von Interventionskräften ausreichend erschweren, um eine Schutzzielverletzung zu verhindern.

Reaktionsmaßnahmen: Reaktionsmaßnahmen sollten für das Eintreten eines Angriffs vorbereitet werden, um schädlichen Handlungen mittels Wachpersonal und/oder Interventionskräften entgegenwirken zu können.

Alarmierungszentrale (AZ): Eine permanente AZ sollte für die Überwachung, das Absetzen von Alarmen, das Einleiten von Gegenmaßnahmen und die Kommunikation mit Wachpersonal und Interventionskräften vorgehalten werden. Dort verwendete Informationen sollten sicher aufbewahrt werden. Die Zentrale sollte in einem geschützten Bereich untergebracht und derart gesichert sein, dass sie ihre Funktion auch bei einer Bedrohungslage wahrnehmen kann. Der Zugang zu dieser Zentrale sollte limitiert und kontrolliert werden. Die Zentrale ist die Schnittstelle zwischen den Funktionen Detektion und Intervention und daher von zentraler Bedeutung für das gesamte Sicherungsregime. Es kann auch eine Ersatzalarmierungszentrale geben, um eine Redundanz zu schaffen und so einem Funktionsausfall entgegenzuwirken.

Kommunikationsmöglichkeiten: Die AZ sollte über redundant, diversitäre Kommunikationseinrichtungen zur Alarmierung der Interventionskräfte verfügen. Gesicherte 2-Wege-Kommunikation zwischen dem Wachpersonal und der AZ sollten bereitgestellt werden.

#### **4.2.2 Anforderungen der IT-Sicherheit**

Wie bereits in Abschnitt 4.1.2 beschrieben, ist das internationale Regelwerk zur IT-Sicherheit auf SMR/MR übertragbar. Um die Sicherungsanforderungen an die IT-Sicherheit von SMR zu ermitteln, ist die gleiche Vorgehensweise wie bei herkömmlichen Anlagen erforderlich. Die sich daraus ergebenden IT-Sicherheitsanforderungen an die Anlagenfunktionen und die Zuordnung der Anlagenfunktionen zu Sicherheitslevels können sich im Einzelnen stark unterscheiden und ergeben sich erst aus einem detaillierten Risikomanagement der Computersicherheit der Anlage (facility CSRM). Daher können als generische IT-Sicherheitsanforderungen für SMR die folgenden definiert werden:

##### Durchführung eines Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage:

Zunächst sollte zur Gewährleistung der IT-Sicherheit in SMRs eine Risikoanalyse durchgeführt werden, die bewertet, welche Risiken bei einem Cyberangriff für die nukleare

Sicherheit der Anlage bestehen könnten. Dabei sollten Angreifer und ihre potenziellen Ziele identifiziert werden. Die Ergebnisse des Risikomanagements könnten sich aufgrund der Besonderheiten von SMR (Lokalisierung, kleiner Mengen Kernbrennstoff etc.) von herkömmlichen KKWs stark unterscheiden.

#### Spezifizierung der Anforderungen an die Computersicherheit:

Es werden Anforderungen an die Computersicherheit erstellt. Dazu wird ein Computersicherheitsprogramm (computer security programm, CSP) entwickelt und dokumentiert, welches auch eine Computersicherheitsleitlinie (computer security policy) beinhaltet.

#### Zuordnung von Anlagenfunktionen zu Sicherheitslevels:

Die Anlagenfunktionen müssen nach der Risikoanalyse einem Sicherheitslevel zugeordnet werden. Diese Zuordnung kann sich ebenfalls von der in herkömmlichen KKWs unterscheiden. Die Richtlinie NSS17-T gibt ein Beispiel für die Implementierung einer defensiven Computersicherheitsarchitektur mit fünf Sicherheitslevels. Die Wahl der Sicherheitslevels und der defensiven Computersicherheitsarchitektur, sollte jedoch auf die Anlage zugeschnitten sein und ergibt sich aus der Risikoanalyse.

#### Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme:

Wenn die Anlagenfunktionen den Sicherheitslevels zugeordnet sind, werden alle Systeme, die für die Funktion benötigt werden, sowie ihre Wechselwirkungen und Abhängigkeiten mit anderen Funktionen der Anlage (Schnittstellen, Kommunikationswege etc.) analysiert, um eine Inventarliste aller identifizierten digitalen Bestände zu erstellen.

#### Definition von Computersicherheitszonen:

Für alle identifizierten Systeme müssen Computersicherheitszonen definiert und eingerichtet werden, denen ein Sicherheitslevel zugeordnet wird. Dabei richtet sich das Sicherheitslevel stets nach der Funktion des Systems mit dem höchsten Sicherheitslevel. Den Sicherheitszonen werden dann neben den grundlegenden Computersicherheitsmaßnahmen noch entsprechend ihres Sicherheitslevels zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen zugeordnet.

## **4.3 Erfüllung der Sicherungsanforderungen**

In diesem Abschnitt werden die Eigenschaften der SMR mit den Anforderungen der Sicherung und IT-Sicherheit, abgeleitet aus den IAEA-Richtlinien, miteinander abgeglichen und bewertet. Aufgrund der Vielzahl von SMR-Konzepten der einzelnen Gruppen sowie der Vielzahl von Anforderungen aus diesem Regelwerk, erfolgt eine Prüfung eines Repräsentanten einer Gruppe. Dieser soll die anderen Konzepte der jeweiligen Gruppe bestmöglich mitcharakterisieren. Entsprechend der individuellen Eigenschaften der SMR-Konzepte in der vorgenommenen Gruppierung sind die Repräsentanten die folgenden:

Leichtwasser SMR: NuScale

natriumgekühlte Reaktoren: Aurora

Salzschmelzreaktoren: IMSR

Gasgekühlte Reaktoren: XE-100

Zusätzlich zur Bewertung der Erfüllung der Anforderungen dieser Repräsentanten werden auch Querverweise auf die sonstigen SMR-Konzepte der jeweiligen Gruppe vorgenommen, damit die Bewertung bestmöglich abdeckend ausfällt. Die für die Bewertung verwendeten Informationen sind aus den jeweiligen Steckbriefen der Repräsentanten entnommen. Aus diesem Grund wird an dieser Stelle auf Einzelnachweise verzichtet und grundsätzlich auf den Anhang I dieses Dokument verwiesen.

### **4.3.1 Leichtwasserreaktoren**

Die Gruppe der Leichtwasserreaktoren besteht aus dem BWRX-300-, CAREM-25-, NuScale-, NUWARD-, Rolls-Royce-, SMR-160-, und KLT-40S-Konzept. Das NuScale-Konzept wurde als Repräsentant ausgewählt und wird daher im Folgenden beschrieben. Auf die Eigenschaften der anderen LWR-Konzepte wird separat im Kap. 4.3.1.3 eingegangen.

#### **4.3.1.1 Sicherungsanforderungen**

Schnittstellenmanagement Sicherung-Sicherheit-Bestandskontrolle: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung (Vgl. Anhang I) konnten keine Hinweise auf

diese Schnittstellen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Zutrittsbeschränktes Anlagengelände: Das Anlagengelände einer NuScale-Anlage ist mit einem SOCA-Zaun („security owner controlled area“) umgeben und verhindert damit den unberechtigten Zutritt auf das Gelände. Zudem gibt es an zwei Zu-/Ausfahrten Gebäude in denen Zugangs- und Gepäckkontrollen stattfinden. Diese Anforderung wird als erfüllt angesehen.

Maßnahmen gegen Eindringen: Der SOCA-Zaun stellt eine erste Barriere gegen das Eindringen von außen dar. In den Gebäuden, in denen der Zutritt zum Gelände kontrolliert wird, soll auch die Überwachung von Zugangs-, Detektions- und Alarmierungseinrichtungen erfolgen, was das Vorhandensein dieser Systeme impliziert und damit auch ein Erkennen von Eindringversuchen. Auch soll sich Personal vor Ort befinden, das Sicherungsfunktionen wahrnimmt (s. u.). Diese Anforderung wird als erfüllt angesehen.

Geschützter Bereich: Auf dem zutrittsbeschränkten Anlagengelände befindet sich ein abgetrennter geschützter Bereich. Der Übergang zum geschützten Bereich wird durch eine Doppelzaunanlage baulich abgegrenzt. Doppelzaunanlagen werden im Gegensatz zu Einzelzaunanlagen bevorzugt eingesetzt, da Detektions- und Verifikationseinrichtungen optimal eingesetzt werden können, ein Vorhandensein dieser technischen Systeme ist daher plausibel. NuScale weist diesen Bereich zudem auch als geschützten Bereich aus. In ihm befinden sich das Reaktor- sowie Lagergebäude für radioaktive Stoffe. Somit sind alle aktivitätsführenden Bereiche in diesem geschützten Bereich lokalisiert. Diese Anforderung wird als erfüllt angesehen.

Zugänge: Bei der Anzahl der Zugänge zum GB konnten widersprüchliche Angaben recherchiert werden, so ist von nur einem oder zwei Zugangsgebäuden (Ein-/Ausfahrt) die Rede, letztere sollen jedoch in unmittelbarer Nähe angeordnet sein. Läge nur ein Zugang vor, wäre dies aus Sicht der Sicherung die bestmögliche Gestaltung des Anlagengeländes. Im Falle von zwei Zugängen entstünde daher ein Nachteil, da auch Sicherungsmaßnahmen doppelt ausgeführt werden müssen. Die Nähe beider Zugänge zueinander erleichtert eine mögliche Intervention durch Wachpersonal. Aufgrund der widersprüchlichen Datenlage kann nicht eindeutig festgestellt werden, ob diese Anforderung teilweise oder vollständig erfüllt wird.

Zugangskontrolle: An der Doppelzaunanlage sind ein oder zwei (je nach Anzahl Zugänge) Zugangskontrollgebäude vorgesehen. Dort soll die Identität von Personen überprüft werden. Eine Kontrolle nach unerlaubten Gegenständen soll zudem erfolgen. Aus den Unterlagen geht hingegen nicht explizit hervor, ob diese Kontrollen auch für Fahrzeuge gelten. Ferner ist unklar, ob der Kreis der zutrittsberechtigen Personen beschränkt ist, bzw. ob deren Zuverlässigkeit ein Zutrittskriterium darstellt. Diese Anforderung ist somit nur teilweise erfüllt.

Personenverifizierung: An den angesprochenen Zugangspunkten soll die Identität von Personen überprüft werden. Dabei ist es plausibel, dass auch eine Verifizierung offizieller Ausweisdokumente erfolgt. Diese Anforderung wird als erfüllt angesehen.

Zugangsdokumentation: Aus den recherchierten Informationen geht nicht hervor, ob eine Dokumentation der Personenzugänge erfolgt. Ebenso ist nicht bekannt, ob es Zugangskontrollkarten oder ein ZKS, in dem die Zugänge dokumentiert werden, gibt. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Physische Barrieren: Zur Einhaltung der Schutzziele relevante Gebäude sollten über ausreichende physische Barrieren verfügen. Hierzu ist das Reaktorgebäude und das Lagergebäude für radioaktive Abfälle zu zählen. Das Reaktorgebäude soll einem Flugzeugabsturz widerstehen können. Die Mächtigkeit seiner Wände beträgt 1,5 m und die des Hilfsanlagengebäudes 0,9 m. Die Aussagen zu seiner baulichen Ausführung lassen auf einen zweckmäßigen Schutz gegen physische Angriffe schließen. Details zur Ausführung von Öffnungsverschlüssen liegen nicht vor. Zur Ausführung von Barrieren des Lagergebäudes für radioaktive Stoffe konnten keine Informationen recherchiert werden, hier sollte jedoch, je nach gelagertem Inventar, auch eine entsprechende Barrierefunktion vorliegen. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht vollumfänglich bewertet werden.

Wachpersonal: Das Vorhandensein der Zugangskontrollgebäude zum zutrittsbeschränkten Anlagengelände und geschütztem Bereich implizieren bereits das Vorhandensein von Wachpersonal. Ferner ergab die Recherche die Existenz eines Büros für den Sicherungsbeauftragten sowie Übungsräume für Wachpersonal. Diese Räumlichkeiten ermöglichen dem Sicherungspersonal ein strukturiertes und bedarfsoorientiertes Arbeiten und lassen ein umfangreiches Aufgabenspektrum dieses Personals vermuten. Die Nennung eines Büros für den Sicherungsbeauftragten impliziert nicht nur seine Existenz, sondern damit auch eine Hierarchie innerhalb des Sicherungspersonals, welches

der gängigen Praxis der Sicherung entspricht. Auch wenn die Aufgaben des Wachpersonals sowie die Personalstärke, seine Qualifikation und Zuverlässigkeit unbekannt sind, so erscheint es aus den vorliegenden Informationen plausibel, dass das Wachpersonal die ihm auferlegten Anforderungen erfüllt.

Reaktionsmaßnahmen: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung (Vgl. Anhang I) konnten keine Hinweise auf Reaktionsmaßnahmen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Alarmierungszentrale: Ob sich im geschützten Bereich eine AZ befindet, geht aus den recherchierten Informationen nicht hervor. Der Funktionsumfang der Sicherungsgebäude an der Hauptzufahrt (s. o.) legt hingegen eine vergleichbare Funktion einer AZ nahe. In diesem Fall wäre die AZ aber geringer geschützt als Gebäude des geschützten Bereichs, da sie sich lediglich im zutrittsbeschränkten Anlagengelände befindet. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Kommunikationsmöglichkeiten: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung (Vgl. Anhang I) konnten keine Hinweise auf die Gestaltung der Kommunikationsmöglichkeiten ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Zusammenfassung: Beim NuScale-Konzept wird die Mehrheit der Anforderungen erfüllt. Anforderungen, die technische und personell-organisatorische Aspekte beinhalten (Bsp. Zugangsdokumentation, Alarmierungszentrale, Reaktionsmaßnahmen, Kommunikationsmöglichkeiten) können nicht vollumfänglich bzw. gar nicht bewertet werden, da die Informationsgrundlage unzureichend ist.

#### **4.3.1.2 IT-Sicherheitsanforderungen**

Durchführung eines Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage: Bei der Entwicklung des Leittechniksystems des NuScale SMR, insbesondere des Modulschutzsystems (Modul Protection Systems), wurde ein Risikomanagement durchgeführt. Um die Anforderungen von Korrektheit und Vollständigkeit des Modulschutzsystems umfassend zu bewerten, wurden in der Risikoanalyse auch Anlagensicherheitsanalysen, FMEAs, D3-Analysen (defense-in-depth and diversity (D3)) und disziplinübergreifende Entwurfsprüfungen durchgeführt. Durch die Risikoanalyse wurden der Entwurf und die Architektur der I&C-Systeme des NuScale wesentlich beeinflusst /NDA 07/.

Spezifizierung der Anforderungen an die Computersicherheit: Im Zuge der Erstellung des IT-Sicherheitskonzeptes wurden auch Anforderungen an die Computersicherheit erstellt. Die Sicherheitsanforderungen an die Software betreffen den gesamten Software-Lebenszyklus (Konzepterstellung, Anforderungsphase, Designphase, Implementierungsphase, Testphase, Instandhaltung). Dabei wurde beispielsweise auf unerwünschte, nicht-benötigte und undokumentierte Funktionalitäten und Softwarecode verzichtet. Es wurde ein Computersicherheitsprogramm erstellt und Pläne und Verfahren zur Verwaltung der Systemkonfiguration ausgearbeitet, um eine sichere Betriebsumgebung zu schaffen. Zudem gibt es Regelungen für die Änderungen der FPGA-Logik im Modulschutzsystem sowie die Änderung von einstellbaren Parametern /NDA 07/.

Zuordnung von Anlagenfunktionen zu Sicherheitslevels: Für die IT-Sicherheit der Anlagenfunktionen wurden 4 Sicherheitslevel (security level) definiert, wobei das Sicherheitslevel 4 (SIL, Software integrity levels), als Stufe mit dem höchsten Schutzbedarf ausgelegt wurde. Zu Beginn des Lebenszyklus des IT-Systems wird die Software nach der SIL klassifiziert. Alle IT-Systeme, die als SIL 4 eingestuft werden, müssen bei der Softwareentwicklung und dem gesamten Software-Lebenszyklus spezifische Anforderungen erfüllen und alle Beschaffungsaktivitäten mit dem SDOE-Plan (secure development and operational environment) übereinstimmen. Das sicherheitstechnisch wichtige Modulschutzsystem wurde dem Sicherheitslevel 4 zugeordnet /NDA 07/.

Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme: Für das Modulschutzsystem, das Neutronenüberwachungssystem (Neutron Monitoring System), das Anlagentrutzsystem (Plant Protection System) und das Sicherheitsanzeige- und -informationsystem (Safety Display and Indication System) wurde eine Risikoanalyse durchgeführt. Dabei umfasste die Analyse die Hardware, die Software, die Organisation und die Prozesse zur Entwicklung der Systeme. Alle Risiken, die durch den Einsatz von Software entstehen, werden im Rahmen eines Software-Sicherheitsplans behandelt, der in den gesamten Lebenszyklus der Software abdeckt und nach dem 1228 – 1994 IEEE „Standard for Software Safety Plans“ entwickelt wurde. Das Risikomanagement wird dabei durch drei Prozessepläne abgedeckt /NDA 07/:

- Digitaler I&C Softwareentwicklungsplan
- Digitaler I&C Software Management Plan
- Digitaler I&C Software Qualitätssicherungsplan

Definition von Computersicherheitszonen: Die Einteilung der IT-Systeme zu Computersicherheitszonen wird nicht detailliert beschrieben, aber aus den Unterlagen geht hervor, dass die Räume, in denen sich das Modulschutzsystem befindet mit Sicherheitseinrichtungen vor unbefugtem Zugang geschützt wird. Die Redundanzen des MPS befinden sich in unterschiedlichen Räumen und ihre Schränke sind mit unterschiedlichen Schlüsseln gesichert. Der Fernzugriff auf das MPS ist verboten und der Zugang zu manuell überbrückten Schutzkanälen und geblockten Schutzfunktionen wird durch administrative Kontrollen eingeschränkt. Die Kontrolle durch einen Administrator ist auch für den Zugang zum Wartungsrechner (maintenance workstations), Testpunkte, die Einstellung von Sollwerten und Kalibrierung von Kanälen erforderlich. Zudem wird eine unbefugte Änderung an einem MPS-Sicherheitskanal, der Sicherheitsfunktionen ausführt durch physische und softwaretechnische Kontrollen verhindert. Um den Wartungsrechner vor Manipulation/ Eingriffen anderer Systeme zu schützen, muss seine Hardware physisch von anderen Geräten getrennt werden, wenn sie sich nicht in Gebrauch befindet. Für die Kommunikation der MWS muss die Hardware verbunden werden und der betroffene Sicherheitskanal auf Bypass geschaltet werden, so dass er keine Sicherheitsfunktion mehr ausführen kann. Die Kommunikationsverbindung und der Bypass lösen einen Alarm auf der Warte aus /NDA 07/.

#### **4.3.1.3 Sonstige LWR-SMR**

Im Folgenden werden übergreifende Aussagen zur Erfüllung der Anforderungen für die verbleibenden LWR SMR: BWRX-300, CAREM-25, NUWARD, Rolls-Royce, SMR-160 und KLT-40S getroffen.

##### **4.3.1.3.1 Sicherungsanforderungen**

Schnittstellenmanagement Sicherung-Sicherheit-Bestandskontrolle: Bei keinem der Konzepte konnten aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung (Vgl. Anhang I) Hinweise auf diese Schnittstellen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Zutrittsbeschränktes Anlagengelände: Bei allen LWR-SMR liegt ein zutrittsbeschränktes Anlagengelände vor.

Maßnahmen gegen Eindringen: Bei allen LWR-SMR ist ein Perimeter zur Definierung des zutrittsbeschränkten Anlagengeländes vorgesehen. Beim NUWARD-Konzept wird

jedoch eine Sicherstellung anhand eines Perimeters nur impliziert. Das Rolls-Royce-Konzept setzt auf eine wallartige Struktur, die als Barriere überwunden werden muss. Beim KLT-40S ergeben sich aus dem Charakter eines FNPP einige Unterschiede. Die vorgesehenen Liegeplätze sind jedoch von einem Perimeter umgeben, sodass auch hier diese Anforderung als erfüllt gilt. Zum Vorhandensein von Detektionsmaßnahmen finden sich keine expliziten Angaben zu den sonstigen LWR-SMR. Anhand der Angaben zur Zutrittsbeschränkung, die von entsprechendem Personal kontrolliert wird, erscheint es plausibel, dass Wachpersonal an den Anlagen vorgesehen ist und auch im Angriffsfall intervenieren kann.

Geschützter Bereich: Bei den LWR-SMR Konzepten gibt es keine konkreten Informationen, die einen GB ausweisen. Anhand der erfolgten Kategorisierung nach /IAE 11/ in eine Kat. II Anlage sind solche Bereiche auszuweisen. Es erscheint daher wahrscheinlich, dass es sich dabei um die Gebäudeaußenhaut des Reaktorgebäudes und, sofern vorhanden, des Lagergebäudes handelt. Beim KLT-40S-Konzept ist es besonders naheliegend, dass die KLT-40S als FNPP (ohne Anlegestelle) diesen Bereich einnimmt.

Zugänge: Unter der oben getroffenen Annahme, dass es sich bei den Grenzen des GB um die Gebäudeaußenhaut des Reaktorgebäudes bzw. des Lagergebäudes handelt, so entspricht die Anzahl der Öffnungsverschlüsse den möglichen Zugängen in den GB. Plausible Annahmen hierzu können für die LWR-SMR jedoch nicht getroffen und daher auch nicht bewertet werden. Beim KLT-40S-Konzept hingegen ergibt sich konzeptbedingt ein Erreichen des FNPP nur über den vorhandenen Pier, welcher gut einsehbar ist und kontrolliert werden kann. Ein Erklimmen der Bordwand vom Wasserweg ist zwar möglich, jedoch erschwert. Sodass für das KLT-40S-Konzept festgestellt werden kann, dass die Anzahl an Zugängen möglichst gering ist.

Zugangskontrolle: Über eine explizite Zugangskontrolle am GB liegen bei den Konzepten keine fundierten Informationen vor. Eine Zugangskontrolle zum zutrittsbeschränkten Anlagengelände deckt diese Anforderung nicht ab und kann daher nicht kreditiert werden. Daher kann keine Bewertung erfolgen.

Personenverifizierung: Da die Ausführung von Zugangskontrollen nicht ermittelt werden kann, ist ferner unklar, ob in diesem Zuge auch eine Personenverifizierung erfolgt. Daher kann keine Bewertung erfolgen.

Zugangsdokumentation: Analog zur Zugangskontrolle und Personenverifizierung ist auch unklar, ob eine Zugangsdokumentation vorgenommen wird. Daher kann keine Bewertung erfolgen.

Physische Barrieren: Bei den physischen Barrieren gegen Eindringen ist das Bild uneinheitlich. Bei BWRX-300 und KLT-40S fällt die Bewertung hierzu positiv aus. Bei NUWARD, Rolls-Royce und SMR-160 konnte anhand der verfügbaren Informationen kein vollständiger Eindruck der Barrieren gewonnen werden. Das CAREM-25-Konzept enthält aktuell keine konkreten Hinweise auf mögliche Barrieren. Es ist allerdings zu erwarten, dass diese mit fortschreitender Realisierung des Konzepts implementiert werden. Eine alle Konzepte übergreifende Bewertung ist folglich nicht möglich.

Wachpersonal: Zu dieser Anforderung finden sich in den restlichen Konzepten dieser Gruppe keine expliziten Hinweise. Aufgrund von Perimetern an den Grenzen der Anlagengelände sowie Zugangsgebäuden, an denen plausibler Weise Kontrollen durchgeführt werden, ist ein Vorhandensein von Wachpersonal zwar erforderlich, jedoch ist diese Implikation zu unscharf für jegliche Bewertung.

Reaktionsmaßnahmen: Bei keinem der Konzepte konnten aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung (Vgl. Anhang I) Hinweise auf Reaktionsmaßnahmen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Alarmierungszentrale: Bei keinem der Konzepte konnten aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung (Vgl. Anhang I) explizite Hinweise auf eine Alarmierungszentrale ausgemacht werden, wenngleich ihr Erfordernis für ein effektives Sicherungsregime unerlässlich ist. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Kommunikationsmöglichkeiten: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung (Vgl. Anhang I) konnten keine Hinweise auf die Gestaltung der Kommunikationsmöglichkeiten ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden.

Zusammenfassung: Aufgrund der Vielzahl von Konzepten in dieser Gruppe und unterschiedlichen Erfüllungsgrad, kann eine Zusammenfassung nur die groben Tendenzen darstellen. Zu technischen und personell-organisatorischen Maßnahmen fehlen oftmals ausreichend Informationen, um eine Bewertung abzugeben. Auch bauliche Anforderungen und Anforderungen an die Struktur der Anlage können nicht vollumfänglich und nicht

einheitlich bewertet werden. Das Rolls-Royce-Konzept erfüllt die Anforderungen besser als die anderen SMR, während das CAREM-25-Konzept, trotz Befindens in der Bauphase, wenig Aufschluss über die Erfüllung von Sicherungsanforderungen gibt. Das KLT-40S-Konzept hat aufgrund seiner wasserbasierten SMR-Technologie oftmals andere Ausprägungen als die landbasierten SMR und nimmt daher eine Sonderstellung ein.

#### **4.3.1.3.2 IT-Sicherheitsanforderungen**

Zu den IT-Sicherheitsanforderungen

- Durchführung eines Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage
- Spezifizierung der Anforderungen an die Computersicherheit
- Zuordnung von Anlagenfunktionen zu Sicherheitslevels
- Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme
- Definition von Computersicherheitszonen

der verbleibenden LWR-SMR: BWRX-300, CAREM-25, NUWARD, Rollys-Royce, SMR-160 und KLT-40S liegen zum gegenwärtigen Zeitpunkt keine veröffentlichten Informationen vor.

#### **4.3.2 Natriumgekühlte Reaktoren**

Die Gruppe der natriumgekühlten Reaktoren besteht aus dem Aurora- und dem ARC-100-Konzept. Das Aurora-Konzept wurde als Repräsentant ausgewählt und wird daher im Folgenden beschrieben. Auf die Eigenschaften des ARC-100-Konzepts wird nicht separat, sondern ergänzend eingegangen.

##### **4.3.2.1 Sicherungsanforderungen**

Schnittstellenmanagement Sicherung-Sicherheit-Bestandskontrolle: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf diese Schnittstellen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für beide Konzepte dieser Gruppe.

Zutrittsbeschränktes Anlagengelände: Das Anlagengelände wird durch den Hersteller als ein öffentlich zugängliches Gelände bezeichnet. Ein Perimeter ist demnach nicht

vorgesehen, um ein unberechtigtes Betreten auszuschließen sowie eine Detektion vorzunehmen. Dementsprechend können auch keine Zutrittskontrollmaßnahmen vorgenommen werden. Diese Anforderung wird daher explizit nicht erfüllt. Im Gegensatz dazu weist das ARC-100-Konzept eine umgebende Doppelzaunanlage auf. Der Zugang zum Gelände erfolgt vermutlich durch ein Zugangsgebäude, an dem es plausibel erscheint, den Zutritt zu kontrollieren. Das ARC-100-Konzept erfüllt diese Anforderungen.

Maßnahmen gegen Eindringen: Da beim Aurora-Konzept keine Einfriedung für das Gelände vorliegt, kann auch keine Detektion erfolgen. Somit können auch keine Maßnahmen gegen Eindringen vorgenommen werden. Daher ist diese Anforderung für das Aurora-Konzept nicht erfüllt. Für das ARC-100-Konzept stellt die Doppelzaunanlage eine erste Barriere gegen das Eindringen von außen dar. In den Gebäuden, in denen der Zutritt zum Gelände kontrolliert wird, soll auch die Überwachung von Zugangs-, Detektions- und Alarmierungseinrichtungen erfolgen, was das Vorhandensein dieser Systeme impliziert und damit auch eine Erkennung von Eindringversuchen ermöglicht. Plausibler Weise wird diese Anforderung als erfüllt angesehen.

Geschützter Bereich: Da das Aurora-Konzept keinen zutrittsbeschränkten Bereich aufweist, kann kein geschützter Bereich vorliegen, da dieser sich in einem zutrittsbeschränkten Bereich befinden muss. Ließe man diesen Aufbau dennoch außer Acht, so sollte der GB das Reaktorgebäude oder zumindest den Reaktorraum umfassen. Diese Anforderung kann daher nicht als erfüllt angesehen werden. Beim ARC-100-Konzept ist ebenfalls ein solcher Bereich nicht explizit ausgewiesen. Plausiblerweise sollte ein GB das Reaktorgebäude und das Brennelementannahmegeräte umfassen. Auch hier reichen die Annahmen nicht aus, um die Erfüllung dieser Anforderungen zu bestätigen.

Zugänge: Die Anzahl der Zugänge des Reaktorgebäudes beläuft sich auf den Zugang zum Atrium sowie einen oder mehrere Zugänge auf der Rückseite des Gebäudes, da diese Gebäudeseite durch eine Straße erschlossen wird und plausibel erscheint, dass Materialien und technische Komponenten rückseitig und nicht durch das Atrium hinein/heraus aus der Anlage verbracht werden. Die Anzahl der Zugänge zum Reaktorraum ist nicht bekannt. Da kein GB vorhanden ist, kann diese Anforderung formal nicht erfüllt werden. Beim ARC-100 Konzept gibt es keine expliziten Informationen zu einer Anzahl an Zugängen, daher kann hier keine Bewertung erfolgen.

Zugangskontrolle: Das Aurora-Konzept sieht lediglich die Anwesenheit von zwei Personen vor, die Sicherheits-, Strahlenschutz- und Sicherungsaufgaben erfüllen sollen.

Aufgrund dieses Personalschlüssels und ihrer Funktionsteilung erscheint es nicht plausibel, dass an allen Zugängen eine Zugangskontrolle zufriedenstellend aufrechterhalten werden kann. Diese Anforderung wird daher nicht erfüllt. Beim ARC-100-Konzept liegen keine Informationen vor, die eine Bewertung ermöglichen.

Personenverifizierung: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf eine Personenverifizierung ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für beide Konzepte dieser Gruppe.

Zugangsdokumentation: Aus den recherchierten Informationen geht nicht hervor, ob eine Dokumentation der Personenzugänge erfolgt. Ebenso ist nicht bekannt, ob es Zugangskontrollkarten oder ein ZKS, das Zugänge dokumentiert, gibt. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Dies gilt für das Aurora- und das ARC-100-Konzept.

Physische Barrieren: Das Gebäudesystem könnte zwei physische Barrieren darstellen, die den Brennstoff oder Spaltprodukte von der Umwelt trennen. Die erste ist die metallische Brennstoffmatrix und die Zweite die der Reaktoreinhausung. Das Anlagengebäude besitzt lediglich drei Raumbereiche (Atrium, Hilfsanlagenbereich und Reaktorbereich). Positiv ist anzumerken, dass der Reaktor teilweise oder vollständig unterhalb der Geländeoberkante positioniert ist, was eine Einwirkung von außen erschwert. Auch wenn keine Grundrisskizzen vorliegen, so ist anhand der Dimension und Gebäudestruktur plausibel zu unterstellen, dass die Anzahl an Barrieren gering ist, die überwunden werden muss, um den KB zu erreichen. Da das Atrium gemäß Konzeptzeichnungen über zahlreiche Fenster verfügt, erscheint es ferner plausibel, dass eine hohe Widerstandsfähigkeit von Barrieren kein relevanter Bestandteil dieses Konzepts ist. Beim ARC-100 Konzept ist der Reaktor ebenfalls unterhalb der Geländeoberkante positioniert. Durch das Design des Primär- und Sekundärkreises kann der RDB durch die ausgewiesenen begehbareren Räumlichkeiten nicht unmittelbar erreicht werden. Aus Anlagenquerschnitten geht hervor, dass die Wandstärke des Reaktorgebäudes mächtiger ausgeführt ist als bei anderen Gebäuden. Aufgrund der vorhandenen Informationen ist es plausibel anzunehmen, dass die relevanten Barrieren einen erhöhten Schutz aufweisen.

Wachpersonal: Die Anzahl des vor Ort befindlichen Personals beläuft sich auf 2 Personen. Diese Personen sollen Sicherheits-, Strahlenschutz- und Sicherungsaufgaben erfüllen. Ergänzendes Personal soll nur im Bedarfsfall herbeigeordert werden können.

Aufgrund des Aufgabenumfangs des Personals, seiner geringen Anzahl und potenzieller Tätigkeitskonflikte, ist zu unterstellen, dass dieses Personal die Anforderungen an Wachpersonal nicht erfüllt. Beim ARC-100-Konzept gibt es keine expliziten Angaben zu Wachpersonal. Daher kann die Anforderung nicht bewertet werden.

Reaktionsmaßnahmen: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf Reaktionsmaßnahmen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für beide Konzepte dieser Gruppe.

Alarmierungszentrale: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf eine Alarmierungszentrale ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für beide Konzepte dieser Gruppe.

Kommunikationsmöglichkeiten: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf die Gestaltung der Kommunikationsmöglichkeiten ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für beide Konzepte dieser Gruppe.

Zusammenfassung: Die natriumgekühlten SMR weisen einen schlechteren Informationsstand als die LWR-SMR auf, was oftmals zu einer nicht erfolgten Bewertung von Anforderungen führt. Das Aurora-Konzept fällt durch die oftmalige Nicht-Erfüllung der Anforderungen auf. Hier sind insbesondere das Fehlen von Zutrittsbeschränkenden, und -kontrollierenden Maßnahmen, mangelnde Barrieren sowie die explizit genannte personelle Ausstattung hervorzuheben. während beim ARC-100-Konzept die der Informationsstand oftmals zwar schlechter ist, jedoch, im Falle vorhandener Informationen, eine bessere Erfüllung der Sicherungsanforderungen vorliegt.

#### 4.3.2.2 IT-Sicherheitsanforderungen

Zu den IT-Sicherheitsanforderungen

- Durchführung eines Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage
- Spezifizierung der Anforderungen an die Computersicherheit
- Zuordnung von Anlagenfunktionen zu Sicherheitslevels
- Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme

- Definition von Computersicherheitszonen

der natriumgekühlten Reaktoren Aurora- und ARC-100 liegen zum gegenwärtigen Zeitpunkt keine veröffentlichten Informationen vor.

#### **4.3.3 Salzsenschmelzreaktoren**

Die Gruppe der Salzsenschmelzreaktoren setzt sich aus dem IMSR-, KP-FHR und dem SSR-W-Konzept zusammen. Das IMSR-Konzept wurde als Repräsentant ausgewählt und wird daher im Folgenden beschrieben. Auf die Eigenschaften der anderen beiden Konzepte wird nicht separat, sondern ergänzend eingegangen.

##### **4.3.3.1 Sicherungsanforderungen**

Schnittstellenmanagement Sicherung-Sicherheit-Bestandskontrolle: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf diese Schnittstellen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für alle Konzepte dieser Gruppe.

Zutrittsbeschränktes Anlagengelände: Das IMSR-Anlagengelände ist von einem Perimeter - einer Doppelzaunanlage - umschlossen und kann nur über eine Zufahrt erreicht werden. Die Anforderungen werden damit erfüllt. Auch die beiden anderen Konzepte sind mit einem Perimeter umschlossen und erzeugen damit ebenfalls ein zutrittsbeschränktes Anlagengelände und erfüllen somit auch diese Anforderung.

Maßnahmen gegen Eindringen: Die Zufahrt zum Anlagengelände ist mit einer Umhauung (möglicherweise für eine Strahlenschutzmessung) ausgestattet und befindet sich neben einem Gebäude, bei dem es sich vermutlich um ein Wachgebäude handelt. Die Zäune der Doppelzaunanlage säumen einen zwischen ihnen befindlichen befestigten Bereich, welcher entweder für eine Bestreifung oder für den Betrieb von Detektionssystemen genutzt werden kann. Da ein Perimeter ohne die Funktionen Detektion, Verifikation und Alarmierung keine Sicherungsfunktion besitzt, erscheint es plausibel, dass auch solche Systeme an der Doppelzaunanlage installiert werden. Die Anforderungen werden damit als erfüllt bewertet. Ein vergleichbarer Aufbau der Doppelzaunanlage liegt auch bei den anderen Konzepten dieser Gruppe vor, sodass die Einschätzung zu diesen Konzepten identisch ausfällt.

Geschützter Bereich: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf die Ausgestaltung bzw. das Vorhandensein eines GB ausgemacht werden. Vermutlich würde dieser das Reaktorgebäude beinhalten. Gleiche Aussagen können auch zu den anderen Konzepten dieser Gruppe getroffen werden. Eine Bewertung kann aufgrund der fehlenden Informationen nicht erfolgen.

Zugänge: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf die Anzahl und Ausführungen von Zugängen ausgemacht werden. Insbesondere durch die mangelnde Beschreibung der Grenzen des GB kann keine Bewertung hierzu erfolgen. Eine Einschätzung zu den anderen Konzepten dieser Gruppe fällt analog aus.

Zugangskontrolle: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf die Durchführung von Zugangskontrollen ausgemacht werden. Insbesondere durch die mangelnde Beschreibung von Zutrittskontrollsystmen oder Wachpersonal kann keine Bewertung hierzu erfolgen. Eine Einschätzung zu den anderen Konzepten dieser Gruppe fällt analog aus.

Personenverifizierung: Da es keine Hinweise über die Durchführung von Zugangskontrollen gibt, kann auch nicht festgestellt werden, ob die Identitäten von Personen bei diesem Prozess dokumentiert werden. Eine Bewertung kann daher nicht vorgenommen werden. Eine Einschätzung zu den anderen Konzepten dieser Gruppe fällt analog aus.

Zugangsdokumentation: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf eine Zugangsdokumentation ausgemacht werden. Ebenso ist nicht bekannt, ob es Zugangskontrollkarten oder ein ZKS, das Zugänge dokumentiert, gibt. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Eine Einschätzung zu den anderen Konzepten dieser Gruppe fällt analog aus.

Physische Barrieren: Über die bauliche Beschaffenheit des Reaktorgebäudes sind keine Informationen bekannt. Aus Querschnittsdarstellungen des Reaktorgebäudes kann jedoch entnommen werden, dass die Wandstärken deutlich größer ausfallen als es bei Wänden anderer Gebäude der Fall ist. Dies lässt auf eine verbesserte Barrierefunktion schließen. Beim KP-FHR liegen ebenfalls keine expliziten Informationen zur Ausführung baulicher Barrieren vor. Auch gibt es keine Querschnitte aus denen Wandstärken qualitativ abgeleitet werden können. Beim SSR-W Moltex liegt hingegen die Information vor, dass die Wände des Reaktorgebäudes aus 30 cm Stahlbeton ausgeführt sind und der

biologische Schild eine Wandstärke von 1,00 m aufweist. Die Wandstärke des Reaktorgebäudes ist aus Sicht der Sicherung als deutlich unterdimensioniert einzuschätzen und hat daher nur eine schlechte Barrierefunktion.

Wachpersonal: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine expliziten Informationen über das Vorhandensein von Wachpersonal ausgemacht werden. Das Vorhandensein eines Gebäudes am Zugang zum Gelände (möglicherweise Wachgebäude) impliziert eine Besetzung mit Personal, das dort den Zugang kontrolliert. Dies ist jedoch nicht ausreichend für eine Bewertung zum Wachpersonal. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für alle Konzepte dieser Gruppe.

Reaktionsmaßnahmen: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf Reaktionsmaßnahmen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für alle Konzepte dieser Gruppe.

Alarmierungszentrale: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf eine Alarmierungszentrale ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für alle Konzepte dieser Gruppe.

Kommunikationsmöglichkeiten: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf die Gestaltung der Kommunikationsmöglichkeiten ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für beide Konzepte dieser Gruppe.

Zusammenfassung: Der Informationsstand der SMR aus der Gruppe der Salzschmelzreaktoren ist unvollständig, sodass eine große Mehrheit der Anforderungen nicht bewertet werden kann. Lediglich das Vorhandensein von Perimetern sowie unterstellten Wachgebäuden erlauben vorsichtige Einschätzungen zu einer Erfüllung von Sicherungsanforderungen.

#### **4.3.3.2 IT-Sicherheitsanforderungen**

Zu den IT-Sicherheitsanforderungen

- Durchführung eines Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage
- Spezifizierung der Anforderungen an die Computersicherheit
- Zuordnung von Anlagenfunktionen zu Sicherheitslevels
- Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme
- Definition von Computersicherheitszonen

der Salzschnmelzreaktoren IMSR-, KP-FHR und dem SSR-W-Moltex liegen zum gegenwärtigen Zeitpunkt keine veröffentlichten Informationen vor.

#### **4.3.4 Gasgekühlte Reaktoren**

Die Gruppe der gasgekühlten Reaktoren setzt sich aus dem Xe-100-, EM<sup>2</sup> und dem MMR-Konzept zusammen. Das Xe-100-Konzept wurde als Repräsentant ausgewählt und wird daher im Folgenden beschrieben. Auf die Eigenschaften der anderen beiden Konzepte wird nicht separat, sondern ergänzend eingegangen.

##### **4.3.4.1 Sicherungsanforderungen**

Schnittstellenmanagement Sicherung-Sicherheit-Bestandskontrolle: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf diese Schnittstellen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für alle Konzepte dieser Gruppe.

Zutrittsbeschränktes Anlagengelände: Das Xe-100-Anagengelände ist von einer Doppelzaunanlage umschlossen und kann lediglich über eine zentrale Zufahrt erreicht werden. Die Anforderungen werden damit erfüllt. Die beiden anderen Konzepte besitzen ebenfalls eine Doppelzaunanlage zur Abgrenzung von dem umgebenden öffentlich zugänglichen Bereich. Somit erfüllen alle Konzepte dieser Gruppe diese Anforderung.

Maßnahmen gegen Eindringen: Die Maßnahmen gegen Eindringen sind für das Xe-100-Konzept besonders detailliert und in einer einzigartigen Tiefe erläutert. An der einzigen Zufahrt zum Anlagengelände befindet sich ein Gebäude (vermutlich Wachgebäude) in dem eine Kontrolle der Zutrittsberechtigung zweckmäßig erscheint. Zu den technischen

Detektionseinrichtungen nennt X-energy (Hersteller) verschiedene Systeme, angefangen von konkreten Barrieren über Sicherheitstore, den Einsatz von Rauch- und Rutschmitteln, 360° Thermal-Livebildüberwachung mit georeferenzierter Lokalisierung von Personen, periphere Alarmsysteme, leuchtstarke Beleuchtungseinrichtungen, Flugdrohnen und sogar ferngesteuerte Waffensysteme (Kaliber 7.62 mm) zu (nicht-)tödlichen Zwecken werden genannt. Diese Ausführungen sind teilweise neuartig im kerntechnischen Bereich und insbesondere im Fall des ferngesteuerten Waffensystems rechtlich fragwürdig. Dennoch führen diese Schilderungen zu einer Erfüllung der Anforderung, da hier klare Maßnahmen (im Gegensatz zu fast allen anderen Konzepten) aufgelistet sind. Bei den anderen beiden Konzepten liegen keine expliziten Angaben vor, es erscheint hingegen plausibel, dass die Doppelzaunanlage mit entsprechenden Systemen ausgestattet wird. Die Anforderung ist daher implizit erfüllt.

Geschützter Bereich: Das Xe-100-Konzept verfolgt den Ansatz defence-in-depth und gibt an, dass neben dem geschützten auch ein innerer Bereich („vital area“) vorhanden sein soll (erst ab Kat. I Anlage verlangt gemäß /IAE 11/). Diese Angabe in Kombination mit den sehr ausführlichen Schilderungen zu technischen Sicherungsmaßnahmen führt zur Bewertung, dass diese Anforderung erfüllt ist. Bei den anderen beiden Konzepten gibt es keine Informationen zu der Ausführung eines GB. Daher kann diese Anforderung nicht bewertet werden.

Zugänge: Bei der Anzahl der Zugänge konnten keine Informationen recherchiert werden, daher kann auch keine Bewertung dieser Anforderung erfolgen. Eine Einschätzung zu den anderen Konzepten dieser Gruppe fällt analog aus.

Zugangskontrolle: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf die Durchführung von Zugangskontrollen ausgemacht werden. Anhand der umfassenden technischen Sicherungssysteme sowie der Angabe den Ansatz defence-in-depth zu verfolgen, erscheint es plausibel, dass Zugangskontrollen Teil dieses Ansatzes sind. Da es sich hierbei jedoch nur um einen Hinweis und keine belastbare Information handelt kann diese Anforderung nicht bewertet werden. Bei den anderen Konzepten dieser Gruppe liegen keine Informationen oder derartige Hinweise vor, sodass die Erfüllung dieser Anforderung ebenfalls nicht bewertet werden kann.

Personenverifizierung: Analog zur Zugangskontrolle, gibt es auch keine expliziten Informationen über die Durchführung von Personenverifizierungen. Auch wenn dies aus gleichen Gründen wie bei der Zugangskontrolle als plausibel zu unterstellen scheint, wird

eine Bewertung nicht vorgenommen. Bei den anderen Konzepten dieser Gruppe liegen keine Informationen oder derartige Hinweise vor, sodass die Erfüllung dieser Anforderung ebenfalls nicht bewertet werden kann.

Zugangsdokumentation: Analog zur Personenverifizierung, gibt es auch keine expliziten Informationen über die Durchführung einer Zugangsdokumentation. Auch wenn dies aus gleichen Gründen wie bei der Personenverifizierung als plausibel zu unterstellen scheint, wird eine Bewertung nicht vorgenommen. Bei den anderen Konzepten dieser Gruppe liegen keine Informationen oder derartige Hinweise vor, sodass die Erfüllung dieser Anforderung ebenfalls nicht bewertet werden kann.

Physische Barrieren: Die Barrieren sind auf dem Anlagengelände lokalisiert und sollen den regulatorischen Vorgaben entsprechen bzw. diese übertreffen. Der GB soll mit Fahrzeugbarrieren und Barrieren ausgestattet sein und mögliche Tathandlungen verzögern. Bedeutende Bereiche verfügen über zusätzliche Barrieren, die einen unerlaubten Zugang verhindern sollen. Sie sollen derart baulich ausgeführt werden, dass sie eine ausreichende Verzugszeit von Eindringversuchen sicherstellen und so Interventionskräften ermöglichen gegen dieses Eindringen vorzugehen. Ferner wird angegeben, dass diese Barrieren Explosionen widerstehen sollen, wenngleich die Art der Explosion nicht genannt wird. Dies soll durch sogenannte Metalith Barrieren (Produkt der Fa. Infrastructure Defense Technologies) erreicht werden. Dabei handelt es sich um vertikale Stahlummantelungen mit einzelnen Kammern, die mit Sand oder Erde gefüllt werden. So sollen sie kostengünstig, einfach zu transportieren und aufzustellen sein und gleichzeitig einen hohen Widerstand aufweisen. Anhand dieser detaillierten Schilderungen erscheint es plausibel, dass alle relevanten Barrieren mit ihren erforderlichen Eigenschaften ausgestattet werden. Somit wird diese Anforderung als erfüllt angesehen. Beim EM<sup>2</sup>-Konzept liegt die Information vor, dass das Reaktorgebäude einem Flugzeugabsturz standhalten soll. Details über die Ausführung von Barrieren liegen hingegen nicht vor. Beim MMR-Konzept befindet sich der Reaktor vollständig unter der Geländeoberkante. Diese unterirdische Anordnung soll seinen Schutz vor Einwirkungen von außen erhöhen. Auch soll im Betrieb kein reguläres Betreten des unterirdischen Bereichs vorgenommen werden. Ob dies mit ausreichenden Barrieren realisiert wird, ist jedoch nicht bekannt. Bei diesen beiden Konzepten reicht die Informationslage nicht aus, um eine Bewertung vorzunehmen.

Wachpersonal: Beim Xe-100-Konzept soll eine Sicherungsorganisation entwickelt werden, zu der trainiertes, qualifiziertes und ausgestattetes Personal mit einer

Befehlsstruktur gehören soll. Sie sollen zur Wahrung der Schutzziele die erforderlichen Tätigkeiten ausüben, die den regulatorischen Vorgaben entsprechen. Zu dieser Organisation zählen folgende Positionen:

Sicherungsmanager: Zu den Aufgaben zählt die Prüfung der Sicherungsorganisation auf die Erfüllung der regulatorischen Anforderungen. Ferner überwacht er das Fortbildungs-/Übungsprogramm, die Diensttauglichkeit, Inspektionen, Wartungen und die Prüfung von Sicherungseinrichtungen und ist entsprechend der gesetzlichen Vorgaben qualifiziert.

Sicherungsschichtleiter: Er ist verantwortlich für die Verfügbarkeit und Qualifikation des Sicherungspersonals, damit die Aufgaben des Systems zum Physischen Schutz zuverlässig wahrgenommen werden können. Auch er ist entsprechend der Vorgaben qualifiziert.

Ausbildungsleiter: Er entwickelt und führt das Bildungsprogramm für das Sicherheitspersonal und ist verantwortlich für die fachliche Kompetenz des Personals entsprechend der anfallenden Tätigkeiten.

Sicherungsdienst: Personal, das die Exekutive in der Sicherungsorganisation darstellt, welches für die Aufgaben entsprechend qualifiziert und in ausreichendem Maße verfügbar ist.

Bedienpersonal: Personal, dass die Alarmierungseinrichtungen überwacht, für die in-/externe Kommunikation zuständig ist und im Falle eines Sicherungereignisses die Gegebenmaßnahmen einleitet.

Anhand dieser sehr detaillierten Informationen kann diese Anforderung als erfüllt angesehen werden. Bei den anderen Konzepten dieser Gruppe liegen keine Informationen oder derartige Hinweise vor, sodass die Erfüllung dieser Anforderung ebenfalls nicht bewertet werden kann.

Reaktionsmaßnahmen: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieffertstellung konnten keine Hinweise auf Reaktionsmaßnahmen ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für alle Konzepte dieser Gruppe.

Alarmierungszentrale: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf eine Alarmierungszentrale ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für alle Konzepte dieser Gruppe, wenngleich erwähnt sei, dass beim MMR-Konzept von der Präsenz eines Sicherungsraums im Reaktorgebäude die Rede ist. Seine genaue Funktion für den Betrieb der Anlage ist jedoch unbekannt.

Kommunikationsmöglichkeiten: Aus den Recherchen im Rahmen der Steckbrieferstellung konnten keine Hinweise auf die Gestaltung der Kommunikationsmöglichkeiten ausgemacht werden. Die Erfüllung dieser Anforderung kann nicht bewertet werden. Diese Einschätzung gilt für beide Konzepte dieser Gruppe.

Zusammenfassung: Das Xe-100 Konzept dieser Gruppe fällt durch die sehr detaillierten Ausführungen von technischen Sicherungseinrichtungen sowie genauen Angaben zur personellen Sicherungsorganisation positiv auf. Dies grenzt dieses Konzept auch zu anderen SMR-Konzepten der anderen Gruppen ab. Dennoch sind die Angaben zur Prüfung der Erfüllung der sonstigen Sicherungsanforderungen nicht vollumfänglich, sodass auch das Xe-100-Konzept nicht gänzlich bewertet werden kann. Bei den anderen Konzepten dieser Gruppe finden sich, ähnlich wie bei den anderen Gruppen, insbesondere bei den technischen und personell-organisatorischen Maßnahmen Informationsdefizite, die eine zufriedenstellende Bewertung verhindern.

#### 4.3.4.2 IT-Sicherheitsanforderungen

Durchführung eines Risikomanagement der Computersicherheit in der Anlage: Da die Durchführung einer Risikoanalyse und die Identifikation der Anlagenfunktionen die Voraussetzung für die Zuordnung von Anlagenfunktionen zu Sicherheitslevels ist (siehe unten), ist davon auszugehen, dass ein Risikomanagement durchgeführt wurde, auch wenn dieses nicht detailliert beschrieben bzw. veröffentlicht wurde.

Zudem ist ein Cybersicherheitsprogramm vorgesehen, das die Systeme schützt, welche die Sicherheit der Anlage und der Öffentlichkeit und gleichzeitig die Sicherstellung des Erreichens der betrieblichen und finanziellen Ziele gewährleisten sollen.

Spezifizierung der Anforderungen an die Computersicherheit: Die Konzeption der IT-Sicherheit für Xe-100 Anlagen umfasst die Etablierung, Umsetzung und Aufrechterhaltung von Maßnahmen zur Erfüllung der entsprechenden Anforderungen an die

Cybersicherheit der Aufsichtsbehörden für die jeweilige Region abhängig vom physischen Standort der Anlage.

Zuordnung von Anlagenfunktionen zu Sicherheitslevels: Die Strukturen, Systeme und Komponenten sind in Anlehnung an die Veröffentlichungen „Cyber Security Plan for Nuclear Power Reactors“ (NEI 08-09) und „Cyber Security Control Assessments“ (NEI 13-10) des Nuclear Energy Institute (NEI), einem Wirtschaftsverband der Nuklearindustrie der USA, in drei Kategorien aufgeteilt:

- Sicherheitsrelevant Systeme (Safety Related):
  - Reaktorschutzsystem
  - System zur Reaktivitätskontrolle und Abschaltung; Komponenten, die Einfluss auf den Einfall von Steuerstäben haben
- Nicht sicherheitsrelevant mit besonderer Behandlung (Non-Safety-related with Special Treatment) Systeme:
  - Investitionsschutzsystem
  - System zur Reaktivitätskontrolle und Abschaltung; Komponenten, die Einfluss auf die Positionierung von Steuerstäben haben
  - Post-Event Monitoring System
  - Strahlungsüberwachungssystem
- Nicht sicherheitsrelevant ohne besondere Behandlung, (Non-Safety-Related with No Special Treatment):
  - Prozessleitsystem
  - System zur Überwachung seismischer Aktivitäten

Risikomanagement der Computersicherheit der Systeme: zur Durchführung eines Risikomanagements der Computersicherheit der Systeme liegen keine Informationen vor.

Definition von Computersicherheitszonen: Zur Definition von Computersicherheitszonen liegen keine Informationen vor.

Zu den IT-Sicherheitsanforderungen der verbleibenden gasgekühlten Reaktoren MMR, KP-FHR liegen zum gegenwärtigen Zeitpunkt keine veröffentlichten Informationen vor.

## **5 Herausforderungen und offene Fragestellungen**

Die Prüfung der Erfüllung von Sicherungsanforderungen der SMR-Konzepte in Kap. 4.3 machte deutlich, dass zu vielen Aspekten noch Informationslücken vorherrschen, die eine abschließende Bewertung nicht ermöglichen. Insbesondere im Bereich technischer und personeller Sicherungsanforderungen liegen weit verbreitet noch offene Fragestellungen bei den SMR-Konzepten vor, deren Klärung erst zukünftig überprüft werden kann.

Bei den Arbeiten zu diesem Vorhaben, insbesondere bei den Recherchen und Teilnahmen an Fachtagungen und Konferenzen, wurden jedoch auch Erkenntnisse gewonnen und sind Fragestellungen aufgekommen, die nicht in die Bewertung der Erfüllung von Sicherungsanforderungen Einfluss gefunden haben, da sie anderweitig die Sicherung und IT-Sicherheit von SMR tangieren. In diesem Kapitel sollen daher diese Herausforderungen, offenen Fragestellungen und deren Bedeutung für die Realisierung von SMR erläutert werden.

### **5.1 Herausforderungen im Bereich physischer Schutz**

Im Bereich des physischen Schutzes konnten im Rahmen der Recherchen zum Stand von Wissenschaft und Technik und bei der Analyse der einzelnen Konzepte einige Aspekte identifiziert werden, bei denen Herausforderungen für SMR bestehen und die, sofern sie aktuell noch nicht relevant sind, zukünftig an Bedeutung gewinnen werden. Daher wird im folgenden Kapitel eine Art Ausblick für zukünftig relevante Themen im Bereich des physischen Schutzes von SMR gegeben.

#### **5.1.1 Zulassung von SMR und Realisierungschancen**

Insbesondere durch die Teilnahme an dem IAEA Technical Meeting on the Security of Small Modular Reactors (Vgl. Kap. 2.3.2) konnte der Eindruck gewonnen werden, dass, zumindest auf regulatorischer Seite, vielseitige Unklarheiten vorherrschen, wie mit den SMR-Konzepten im derzeitigen Ausarbeitungsstand umgegangen werden kann. Oftmals wurde genannt, dass Sicherungsanforderungen und die resultierenden Maßnahmen in den Konzepten bisher nicht erkennbar seien, sodass die jeweiligen Genehmigungsbehörden eine Bewertung zum physischen Schutz derzeit nicht uneingeschränkt positiv bescheinigen können. Dies erscheint insofern durch die Hersteller vermeidbar, als dass sich die Beteiligten im Rahmen der Veranstaltung einhellig dazu geäußert haben, dass

das bestehende Regelwerk in Form von IAEA-Richtlinien auch für SMR angewandt werden kann.

Einige Hersteller scheinen der Sicherung von Beginn an eine wesentliche Rolle beim Design der Konzepte zuzuweisen (Bsp. NuScale, Xe-100), was den Genehmigungsprozess erleichtert. Bei der Mehrzahl anderer Konzepte ist dies jedoch nicht erkennbar, wie die eigenen Recherchen im Rahmen dieses Vorhabens ebenfalls gezeigt haben. Es erscheint daher erwartbar, dass sobald eine first-of-a-kind-Anlage genehmigt wird, versucht wird dieses Verfahren als „Blaupause“ für weitere Genehmigungsverfahren heranzuziehen. Behörden, aber auch Hersteller könnten sich an der Umsetzung von Maßnahmen orientieren und Ansätze übertragen. Ohne ein solches Musterverfahren wirken die Regulierungsbehörden jedoch zögerlich und abwartend, bis ein solches Verfahren anderweitig umgesetzt wird.

Auf Seite der Staaten wurde zudem deutlich, dass viele Länder mit erwartbar steigenden Energiebedarfen in den kommenden Jahren bzw. Jahrzehnten den Einstieg in die kerntechnische Erzeugung von Elektrizität (und Wärme) planen und SMR-Technologien als sehr lukrativ aufgrund der schnelleren Errichtung und Inbetriebnahme sowie geringerer Gesamtleistungen (leichter in Stromnetze integrier- und pufferbar als konventionelle Kraftwerke mit Leistungsstarken Blöcken) ansehen. Viele dieser Länder besitzen jedoch bisher kein eigenes Atomprogramm und haben daher keine eigene Expertise bei der Umsetzung der IAEA-Richtlinien in eigenes Regelwerk, bzw. haben keine Expertise und Erfahrung bei der Gestaltung eines Genehmigungsverfahrens für eine solche Anlage. Daher erscheint es plausibel, dass sich insbesondere solche Staaten an Staaten und Herstellern orientieren werden, die als erstes eine Zulassung eines bestimmten SMR erteilen werden.

Hieraus kann ferner geschlossen werden, dass diese Ausgangssituation einer globalen Zulassung zahlreicher SMR-Konzepte (basierend auf diversen Technologien) zu widersteht. Wahrscheinlicher erscheint es daher, dass SMR-Konzepte, die bisher die fortgeschrittenste Marktreife haben, auch in den kommenden Jahren ihre Realisierungschancen erhöhen könnten. Im Gegensatz dazu würden Konzepte, die bisher nur als Design vorliegen und noch Jahre von einem Zulassungsverfahren entfernt sind, abgehängt werden und den SMR-Markt nicht weiter diversifizieren werden können. Gemäß /IAE 22/ befinden sich mehr als 80 Konzepte in 18 Mitgliedsstaaten der IAEA in der Entwicklung in verschiedensten Stadien. Dass sich all diese oder die Mehrheit dieser Konzepte realisieren werden, ist aus genannten Gründen daher höchst unwahrscheinlich.

Aufgrund der weltweiten und auch europäischen Anerkennung der kerntechnischen Erzeugung von Elektrizität als „grüne“ Energiequelle, erscheint es äußerst plausibel, dass SMR-Technologie auch zukünftig einen großen Bedarf erfahren wird. Auch wenn für das bisher aussichtsreichste SMR-Konzept NuScale im November 2023 ein Rückschritt erfolgte erscheinen konkrete Zulassungsbescheide für SMR in den kommenden Jahren als sehr wahrscheinlich.

### **5.1.2 Verzahnung zwischen Betreiber und Staat – Intervention**

Einige SMR-Konzepte sehen als bisher bekannte Anlagenstandorte abgelegene Regionen vor. Ergänzend zu den in diesem Vorhaben untersuchten 15 SMR-Konzepten sollte grundsätzlich bei solchen Konzepten, die in abgelegenen Regionen (zur Versorgung von Industrie oder sonstigen Exklaven) Fokus auf die Verzahnung zwischen dem jeweiligen Staat und dem Betreiber gelegt werden.

Grundsätzlich sieht das IAEA-Regelwerk /IAE 11/ vor, dass im Falle einer SEWD-Handlung das Sicherungsregime einer Anlage diese Handlung erkennen und identifizieren und eine ausreichende Verzugszeit sicherstellen muss, bis die alarmierten Interventionskräfte am Standort eintreffen, um in letzter Konsequenz den Erfolg von SEWD-Handlungen zu verhindern. Diese Interventionskräfte sind in der Regel besondere Polizei- oder Militäreinheiten des jeweiligen Staates, in dem sich eine entsprechende Anlage befindet.

Bei den untersuchten SMR-Konzepten geht aus dem jetzigen Realisierungsstand hervor, dass der Aurora, MMR (beide isolierte micro-grids zur Versorgung isolierter Standorte), IMSR (Versorgung abgelegener Industrieanlagen mit Elektrizität und Wärme) und KLT-40S (FNPP für Elektrizitäts-/Wärmeversorgung entlegener Industriekomplexe) aufgrund ihrer beabsichtigten Einsatzstrategie typische Vertreter dieser örtlich isolierten SMR sind. Der KLT-40S wurde in Russland entwickelt und auch dort eingesetzt. Als FNPP stellt er bereits Elektrizität und Wärme in entlegenen, vom Meer zugänglichen Industriestandorten die zentrale Versorgungseinheit dar. Inwiefern Russland entsprechende Interventionskräfte auch in solchen Regionen bereitstellt, konnte nicht recherchiert werden. Dieser FNPP-SMR stellt jedoch als einziger Vertreter wasserbasierter SMR ohnehin einen Sonderfall dar und ist mit den landbasierten SMR nicht direkt vergleichbar. Anders ist es beispielsweise beim Aurora-Konzept. Dieses weist deutliche Defizite bei der Erfüllung der Sicherungsanforderungen des Regelwerks auf (Vgl. Kap. 4.3.2). In Kombination mit einer mangelnden Interventionsfähigkeit des Staates führt

dies zu erheblichen Sicherungsbedenken im SEWD-Fall. Das MMR- und IMSR-Konzept lassen einige Sicherungsmaßnahmen erkennen, um die Anforderungen zu erfüllen. Dennoch sollte auch aufgrund des durch die Hersteller angedachten, abgelegenen Einsatzort, eine ausreichende Verzugszeit durch Barrieren für eine erfolgreiche Intervention durch den staatlichen Akteur angedacht werden. Dies gilt auch für entsprechende SMR-Konzepte, die nicht in diesem Vorhaben untersucht wurden.

### **5.1.3 Security-by-design und passive Sicherheit**

Der Ansatz security-by-design, also das Vorsehen von Sicherungsmaßnahmen in der Designphase einer Anlage, ist eine für die Sicherung bedeutsame Prämisse /IAE 11/. Anlagen können so bauliche und technische Sicherungsmaßnahmen optimal in eine Anlage integrieren und damit die entstehenden Kosten minimieren. Andernfalls müssten nachträglich Aufrüstungen erfolgen, deren Integration unter Umständen baulich/technisch komplex und daher zeit- und kostenaufwändig sind. Im Hintergrund steht dabei auch der Grundsatz, dass Sicherheit und Sicherung Hand in Hand gehen und keine der beiden Disziplinen durch Maßnahmen der jeweils anderen nachteilig beeinflusst werden soll /IAE 11/. Dies könnte bei einer nachträglichen Installation von Sicherungsmaßnahmen, also ohne den Ansatz security-by-design, jedoch eintreten, sodass Interessenskonflikte an dieser Schnittstelle entstehen könnten.

Für die SMR-Konzepte heißt dies, dass auch in der Designphase, in der sich viele der Konzepte derzeit befinden, bereits Sicherungsbelange berücksichtigt werden und Einzug in die Designs halten sollten. Unter den 15 untersuchten SMR-Konzepten konnten lediglich 3 identifiziert werden, die aktiv eine Berücksichtigung des Ansatzes security-by-design vorsehen: MMR, NuScale und Xe-100. Im Rahmen der Recherchen zeigte sich zudem, dass für diese Konzepte der Informationsgehalt zu Sicherungsmaßnahmen deutlich ausführlicher ist, als dies bei anderen Konzepten der Fall war und die Maßnahmen in ihrer Gesamtheit die Sicherungsanforderungen auch umfangreicher erfüllen als die Mehrheit der sonstigen Konzepte.

Aus diesen Erkenntnissen kann unmittelbar abgeleitet werden, dass sich die Berücksichtigung von security-by-design positiv auf das Sicherungsregime von SMR, bereits in der Design-Phase, auswirkt. Ferner kann aber auch festgestellt werden, dass bei einer großen Mehrheit der Konzepte ein solcher Ansatz scheinbar nicht verfolgt oder zumindest kommuniziert wird. Dies führt auch zu der Einschätzung, dass bei der Mehrheit der

Konzepte eine effiziente Integration von Sicherungsbelangen nicht vorliegt und Interessenskonflikte zwischen Sicherheit und Sicherung zu erwarten sind.

Eine solche Feststellung wurde auch im Rahmen des IAEA Technical Meeting zur Sicherung von SMR (Vgl. Kap. 2.3.2) durch die Teilnehmenden und die Vertreter der IAEA getroffen. Hier wurde ferner ergänzt, dass bei den Herstellern von SMR der Fokus stark auf die neuartigen passiven Sicherheitsmerkmale gelegt wird. Diese werden sogar teilweise herangezogen, um zu argumentieren, dass bestimmte kritische Anlagenzustände gar nicht eintreten könnten, ob damit auch durch SEWD eintretende Zustände gemeint oder abgedeckt sind, ist jedoch unklar. Daher fehlt oftmals eine seriöse Auseinandersetzung mit Sicherungsanforderungen und Lastannahmen seitens der Hersteller. Solche Sachstände erschweren es zusätzlich für eine entsprechende Genehmigungsbehörde eine Zulassung zu erteilen (Vgl. Kap. 5.1.1). Die Integration des security-by-design-Ansatzes ist folglich ein relevanter Aspekt, der derzeit in der Mehrheit der Konzepte, und damit zum Nachteil der Sicherung allgemein, keine ausreichende Berücksichtigung bei SMR-Konzepten findet.

#### **5.1.4 Abdeckung von Lastannahmen**

Im Rahmen des IAEA Technical Meeting zur Sicherung von SMR wurde während der Diskussion zu Genehmigungsvorhaben von SMR sowie zur Erfüllung von Sicherungsanforderungen (Vgl. Kap. 5.1.1, 5.1.3) festgehalten, dass das den Herstellern zur Verfügung stellen von Lastannahmen möglicherweise helfen könnte, die Konzepte zu überarbeiten und, in der Konsequenz, Sicherungsanforderungen besser abzudecken.

Lastannahmen beinhalten, beruhend auf Erkenntnissen der Innenbehörden eines Landes, das anzusetzende Täterverhalten, die -fähigkeiten und die -ausrüstung, welche für einen SEWD-Fall und die damit einhergehende Bedrohungslage zu unterstellen sind. Gegen diese Lastannahmen sind die Sicherungsmaßnahmen auszulegen, um eine Schutzzielverletzung zu verhindern /IAE 11/. Lastannahmen sind vertraulich zu behandeln und unterliegen der Verschlusssache, weshalb eine Teilhabe von Herstellern aus Geheimschutzgründen nur nach einer Einzelfallprüfung überhaupt denkbar ist. Da sie ferner das Tätervorgehen widerspiegeln sollen, werden sie von jedem Land eigenständig erstellt und haben daher nicht den Anspruch übertragbar zu sein. Wenn also SMR in verschiedenen Ländern betrieben werden sollen, müssen auch verschiedene Lastannahmen durch Sicherungsmaßnahmen abgedeckt sein. Dies ist kein trivialer Prozess

und zählt ebenfalls zu den Hürden eines erfolgreichen Genehmigungsprozesses von SMR (Vgl. Kap. 5.1.1).

Daher kam der Wunsch auf, dass nicht unter den Geheimschutz fallende Lastannahmen, den Herstellern zur Verfügung gestellt werden könnten/sollten. Damit erhoffen sich die Experten (im Wesentlichen Vertreter der Regulierungsbehörden) eine, aus Sicht der Sicherung, Verbesserung der SMR-Konzepte durch eine bessere Abdeckung der Sicherungsanforderungen. Aus der Diskussion ging hervor, dass solche öffentlichen Lastannahmen von Australien und den USA veröffentlicht worden sein sollen oder zeitnah werden. Hierbei sei jedoch erneut anzumerken, dass die Bedrohungslagen und Kenntnisse der Innenbehörden länderspezifisch sind und daher für sonstige Länder plausibler Weise nicht uneingeschränkt anwendbar sind. Ob dieser Schritt daher eine bessere Abdeckung der Sicherungsanforderungen seitens der Hersteller für ihre Konzepte nach sich zieht, kann bei dem derzeitigen Sachstand nur schwer eingeschätzt werden. Dennoch bietet sich hieraus eine Chance, die Eingangsvoraussetzungen bei Genehmigungsprozessen von SMR-Konzepten zu verbessern.

### **5.1.5 Lagerung von (abgebranntem) Kernbrennstoff**

Für konventionelle Kernkraftwerke basierend auf der Kategorisierung kerntechnischer Anlagen und damit einhergehend mit den zu erfüllenden Sicherungsanforderungen, ist das Vorhandensein insbesondere von abgebranntem Kernbrennstoff in entsprechenden Lagergebäuden äußerst relevant zur Einhaltung der Schutzziele. Abgebrannter Kernbrennstoff stellt insbesondere unter Freisetzungsbetrachtungen (nicht in diesem Vorhaben untersucht, dennoch an dieser Stelle erwähnt) ein besonders sensibles Inventar dar. Da er sich nicht mehr im Reaktor und den ihn umgebenden Barrieren befindet, ist verwahrter Kernbrennstoff durch eigene Barrieren und Sicherungseinrichtungen zu schützen. Unabhängig von der Neuartigkeit der SMR-Technologie sowie der Reaktortechnologie, erscheint es plausibel, dass diese Betrachtungen auch für SMR von Relevanz sind, sofern nicht explizit kein abgebrannter Kernbrennstoff anfällt.

Ein solches Lagergebäude ist explizit nicht bei dem Aurora- und dem MMR-Konzept vorgesehen, da diese Konzepte auch keinen Brennelementwechsel vorsehen. Insofern decken die Sicherungsmaßnahmen des in Betrieb befindlichen Reaktors auch den im Reaktor verbleibenden abgebrannten Kernbrennstoff räumlich ab.

Bei allen anderen untersuchten Konzepten sind Lagergebäude vorgesehen (innerhalb des Reaktorgebäudes oder als Einzelgebäude) oder sind implizit erforderlich aufgrund von Kernbrennstoffwechseln. Für diese Gebäude(-bereiche) sollten Sicherungsmaßnahmen durch die Hersteller vorgesehen werden. Im Rahmen der Recherche konnten jedoch keine belastbaren Informationen zur Sicherung gesammelt werden. An dieser Stelle kann erneut auf die Herausforderungen im Bereich security-by-design (Vgl. Kap. 5.1.3) verwiesen werden. Denn auch bei Lagergebäuden oder zu Lagerung genutzten Gebäudebereichen gelten die gleichen Vorteile dieses Ansatzes wie für den Kernbrennstoff im Reaktor eines SMR. Es kann daher festgehalten werden, dass auch für gelagerten, abgebrannten Kernbrennstoff seitens der SMR-Hersteller mehrheitlich keine Abdeckung der Sicherungsanforderungen durch entsprechende Maßnahmen erkennbar ist und somit noch Herausforderungen für die Sicherung abgebrannten Kernbrennstoffs bestehen.

#### **5.1.6 Transporte von SMR und/oder Kernbrennstoff**

Das Thema Transporte von Kernbrennstoff von SMR bzw. mit Kernbrennstoff beladenen SMR oder SMR-Reaktoren ohne Kernbrennstoff wurde im Rahmen dieses Vorhabens nicht betrachtet. Dennoch sollen an dieser Stelle erlangte Erkenntnisse zu diesem Bereich kurz aufgeführt werden. Diese Erkenntnisse beruhen im Wesentlichen auf Beiträgen und Diskussionen im Rahmen des IAEA Technical Meeting zur Sicherung von SMR (Vgl. Kap. 2.3.2).

Um eine Schutzzielverletzung auch beim Transport zu vermeiden, sind auch hierfür Sicherungsanforderungen zu erfüllen. Dies ist bei dem Transport von Kernbrennstoff für konventionelle Kernkraftwerke der Fall und trifft auch bei SMR zu. Für konventionellen Kernbrennstoff in Form von Brennelementen wurden spezielle Transportbehälter und dafür vorgesehene -Fahrzeuge entwickelt und Sicherungsmaßnahmen erarbeitet. Sofern SMR auf Kernbrennstoff mit anderen Abmessungen von Brennelementen oder sogar andersartigen Kernbrennstoff wie einer Schmelze zurückgreifen, wären neue Transportbehälterkonzepte erforderlich, sofern keine bestehenden Behälter angepasst werden könnten. Analog müsste geprüft werden, ob bei den Transportfahrzeugen Anpassungen erforderlich wären. Dies erhöht die entstehenden Kosten, den Zeitbedarf sowie macht ergänzende regulatorische Arbeiten erforderlich.

Eine weitere Komponente stellt die Verkehrsinfrastruktur im vorgesehenen Betriebsland eines SMR dar. Im Rahmen des IAEA Technical Meeting schilderten mehrere Länder

(nicht-Industrieländer) Interesse an der SMR-Technologie, die bis dato über noch kein eigenes Atomprogramm verfügen. Die dortige Verkehrsinfrastruktur ist mit europäischen bzw. deutschen Standards jedoch nicht vergleichbar. Deutlich wird dies am Beispiel des Straßenbaus und der individuellen Traglast von Straßen. Um einen SMR zu errichten, müssten die Komponenten und darunter insbesondere das SMR-Reaktormodul einzeln zum geplanten Anlagenstandort transportiert werden. Hierbei können einzelne Transportmassen von um die 100 t oder teilweise sogar darüber auftreten. Die hierfür erforderliche Traglast erreichen die Verkehrsstraßen in solchen Ländern jedoch häufig nicht, sodass ein Transport eines SMR auf der Straße gar nicht möglich ist. Dies reduziert die Anzahl potenzieller Anlagenstandorte enorm und ist ein Nachteil der modularen Bauweise und Errichtung.

Es zeigen sich folglich auch im Bereich des Transports von SMR-Herausforderungen, insbesondere unter Anvisierung einer Ansiedelung von SMR in Ländern mit einer unzureichenden Verkehrsinfrastruktur.

#### **5.1.7      SMR-Kernbrennstoff und Nonproliferation**

Unter den untersuchten 15 SMR-Konzepten befinden sich 7 Konzepte, die auf Anreichungsgrade zwischen 10 - 20% U-235 kommen. Drei davon (Aurora, KP-FHR, MMR) erreichen Werte von über 19 % und liegen damit unterhalb der Schwelle zu hochangereichertem Uran (HEU, engl. „high enriched uranium“). Ob die, im Vergleich zu konventionellen KKW, hohen Anreichungsgrade mit einer Grenze von <20 % U-235 technisch begründet sind oder ob bewusst der Übergang zu HEU (>20 %) als Kernbrennstoff vermieden wurde, wird nicht durch die Hersteller kommuniziert. Dennoch ist dieser Aspekt unter dem Gesichtspunkt der nicht-Verbreitung nuklearem Material mit der Absicht es für eine Waffe zu verwenden – Nonproliferation – nicht als unkritisch anzusehen. Nonproliferation stand jedoch nicht im Fokus der Arbeiten dieses Projektes, sodass an dieser Stelle lediglich auf die Relevanz dieser Thematik hingewiesen wird.

#### **5.2           Herausforderungen im Bereich IT-Sicherheit**

Die Herausforderungen im Bereich IT-Sicherheit bei SMR resultieren u. a. aus der Möglichkeit neue Technologien einzusetzen, die in herkömmlichen Kernkraftwerken bisher nicht zum Einsatz kamen (beispielsweise Nutzung von KI/ML, ferngesteuerter und autonomer Betrieb, Einsatz von Sensoren und smarten Geräten). Da diese Technologien noch einige Schwächen und Risiken aufweisen, ist ein Nachweis ihrer Sicherheit zum

gegenwärtigen Zeitpunkt eine große Herausforderung. Da in der Computersicherheit ein abgestufter Ansatz entsprechend der möglichen Risiken bei einer Manipulation gewählt werden sollte, wäre möglicherweise ein Einsatz dieser neuartigen Technologien für die Überwachung denkbar, wenn dadurch keine Schutzfunktionen beeinträchtigt werden könnten und auch keine anderen Sicherheitsrisiken bestünden. Im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme stellt ihr Einsatz jedoch momentan ein inakzeptables Risiko für die Sicherheit und Sicherung der Anlagen dar. Auch die Wartungen mittels Fernsteuerung könnten nicht akzeptable Auswirkungen haben.

Auch neuartige Konzepte zur Modellierung und Simulation wie beispielsweise der digitale Zwilling könnten in den nächsten Jahren in SMR zum Einsatz kommen. Durch den Einsatz dieses Konzepts entstünden auch neue Cybersicherheitsrisiken, da es auch bei dieser Technologie diverse Möglichkeiten der Kompromittierung gibt.

Auch bei Technologien, die bereits in herkömmlichen Kernkraftwerken zum Einsatz kommen, wie beispielsweise FPGAs, besteht die Notwendigkeit, die Cybersicherheitsrisiken während des gesamten Lebenszyklus zu analysieren. Vor allem dann, wenn diese Technologien in SMR möglicherweise sehr umfangreich eingesetzt werden.

Eine weitere Herausforderung im Bereich der IT-Sicherheit ergibt sich für SMR mit einem Standort in entlegenen Gebieten. Insbesondere Remote Konfigurationen könnten dabei Probleme bereiten, wenn die Netzanbindung möglicherweise unzureichend ist. Auch für den physischen Schutz und die Cybersicherheit im Allgemeinen wären Auswirkungen zu analysieren.

Zudem stellt die Architektur der Warte eines SMR zahlreiche Herausforderungen bereit und unterscheidet sich ganz wesentlich von der Architektur herkömmlicher KKWs. Die Architektur der Warte muss zum einen so gestaltet werden, dass mehrere Module gleichzeitig überwacht werden können und zum anderen muss sie derart konzipiert sein, dass der Einsatz der oben beschriebenen Technologien (ferngesteuerter und autonomer Betrieb, Einsatz von Sensoren und smarten Geräten und KI/ML etc.) potenziell ermöglicht werden kann. Da einige der SMR möglicherweise auch in gemischten Energiesystemen aus Kernenergie und erneuerbaren Energien integriert werden könnten, ist auch damit zu rechnen, dass eine dynamische Energieumschaltung und Lastfolgefähigkeiten zur Aufrechterhaltung der Netzstabilität gefordert werden. Demzufolge werden eine Vielzahl von Systemen und Funktionen integriert werden, die von mehreren Reaktormodulen genutzt werden.

Der Einsatz von neuen Technologien und die veränderte Betriebsweise von SMR bringen auch viele neue Aspekte hinsichtlich der Bedienung und den zu berücksichtigen menschlichen Faktoren mit sich. Es muss geklärt werden, wie viele Module von einem Operator gleichzeitig beachtigt werden können, welche Informationen auf der Warte vertrauenswürdig sind und wie mit Systemen umgegangen werden soll, die auf ML/KI beruhen und einen Mangel an Transparenz und deterministischem Verhalten aufweisen und dadurch u. a. neue Angriffsmöglichkeiten bieten.

## **Literaturverzeichnis**

- /IAE 11/ International Atomic Energy Agency  
IAEA Nuclear Security Series No. 13, Recommendations  
Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Wien 2011
- /IAE 18/ International Atomic Energy Agency  
IAEA Nuclear Security Series No. 27-G, Implementing Guide  
Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (Implementation of INFCIRC/225/Revision 5), Wien 2018
- /IAE 21a/ International Atomic Energy Agency IAEA, Nuclear Security Series No. 17-T (Rev. 1), Computer Security Techniques for Nuclear Facilities, Wien 2021
- /IAE 21b/ International Atomic Energy Agency IAEA, Nuclear Security Series No. 42-G, Computer Security for Nuclear Security, Wien 2021
- /IAE 22/ International Atomic Energy Agency  
Advances in Small Modular Reactor Technology Developments; A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2022 Edition, Vienna September 2022
- /IAE 23/ Technical Meeting on Instrumentation and Control and Computer Security for Small Modular Reactors and Microreactors (SMR/MRs), Technical Meeting Report, 2023
- /NDA 07/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 7: Instrumentation and Controls, Rev. 5, Juli 2020.



## **Abbildungsverzeichnis**

Abb. 2.1	Kategorisierung radioaktiven Materials nach /IAE 11/ .....	4
Abb. 2.2	Überblick über den Prozess des Risikomanagements der Computersicherheit in der Anlage (facility CSRM) aus /IAE 21a/ .....	8
Abb. 2.3	Gemäß IAEA NSS17-T sind 5 Sicherheitslevel zu definieren, denen entsprechende Anforderungen zugeordnet werden. Entnommen aus /IAE 21a/.....	12
Abb. 4.1	Pyramide für die IAEA Nuclear Security Series (NSS) mit den vier Leveln.....	64



## Abkürzungsverzeichnis

ARIS	Advanced Reactors Information System
AZ	Alarmierungszentrale
CANDU	Canada Deuterium Uranium
CEDIR	Clean Energy Demonstration, Innovation, and Research
CFSI	counterfeit, fraudulent, and suspect items
CSRM	computer security management
GB	geschützter Bereich
KB	Kernbrennstoff
FNPP	floating nuclear power plant
FORCE	Framework for Optimization of ResourCes and Economics
FPGA	Field Programmable Gate Array
GIF	Gen. IV International Forum
HTGR	high-temperature gas-cooled reactor
I&C	instrumentation and control
IAEO/IAEA	Internationale Atomenergie Organisation
iPWR	integrated Pressurized Water Reactor
IT	Informationstechnik
KI	Künstliche Intelligenz
KKW	Kernkraftwerke
LWR	Leichtwasserreaktoren
MSR	Molten Salt Reactor
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NSS	Nuclear Security Series
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RS	Reaktorschutzssystem
SDA	sensitive digital asset
SEWD	Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter
SFR	Sodium Fast Reactor
SMR	small modular reactor
SOCA	security owner controlled area
sto	station blackout
TECDOC	Technical Documentation
TRISO	TRistructural-ISOtropic
ZKS	Zutrittskontrollsyste



## **A Anhang: SMR-Steckbriefe**

Dieser Anhang setzt sich aus den Steckbriefen der fünfzehn untersuchten SMR-Konzepte zusammen. Die gesammelten Informationen entsprechen dem Recherche-stand dieses Vorhabens.

- A.1 ARC-100 (ARC Clean Energy)
- A.2 Aurora Powerhouse (Oklo Power)
- A.3 BWRX-300 (GE-Hitachi)
- A.4 CAREM-25 (CNEA)
- A.5 EM<sup>2</sup> (General Atomics)
- A.6 Integral Molten Salt Reactor (Terrestrial Energy)
- A.7 KLT-40S (OKBM)
- A.8 KP-FHR (Kairos Power)
- A.9 Micro Modular Reactor (Ultra Safe Nuclear Corporation)
- A.10 NuScale SMR (VOYGR™) (NuScale Power)
- A.11 NUWARD (EDF)
- A.12 Rolls-Royce SMR (Rolls-Royce SMR Ltd)
- A.13 SMR-160 (Holtec)
- A.14 SSR-W (Moltex Energy)
- A.15 Xe-100 (X-Energy)

## A.1     **SMR-Steckbrief: “ARC-100”**

### 1       **Einleitung**

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Der ARC-100 ist ein natriumgekühlter schneller Brüter, dessen Konzept vom kanadischen Unternehmen ARC Clean Technology Inc. entwickelt wurde. Das Konzept basiert auf dem Experimental Breeder Reactor 2 (EBR 2), einem natriumgekühlten schnellen Brüter, der von 1965 bis 1994 am Argonne National Laboratory in Illinois (USA) betrieben wurde. Die Leistung eines Moduls beträgt 286 MW<sub>th</sub> bzw. 100 MWe.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Das Reaktorgebäude soll aus einem zylindrischen Stahlbetongebäude bestehen, in welchem der Reaktorbehälter mit Kern und Primärkreis untergebracht ist. Bei der Auslegung des Gebäudes soll auch ein Natriumbrand berücksichtigt werden. Die Turbinenanlage soll in einem separaten Maschinenhaus untergebracht werden und in einem zusätzlichen Nebengebäude sollen die abgebrannten Brennelemente (BE) gelagert werden können.

Die Auslegungslebensdauer des Reaktorbehälters wie auch die der anderen Komponenten beträgt mindestens 60 Jahre. Das Konzept sieht vor, dass der Reaktor alle 20 Betriebsjahre mit neuem Brennstoff beladen wird.

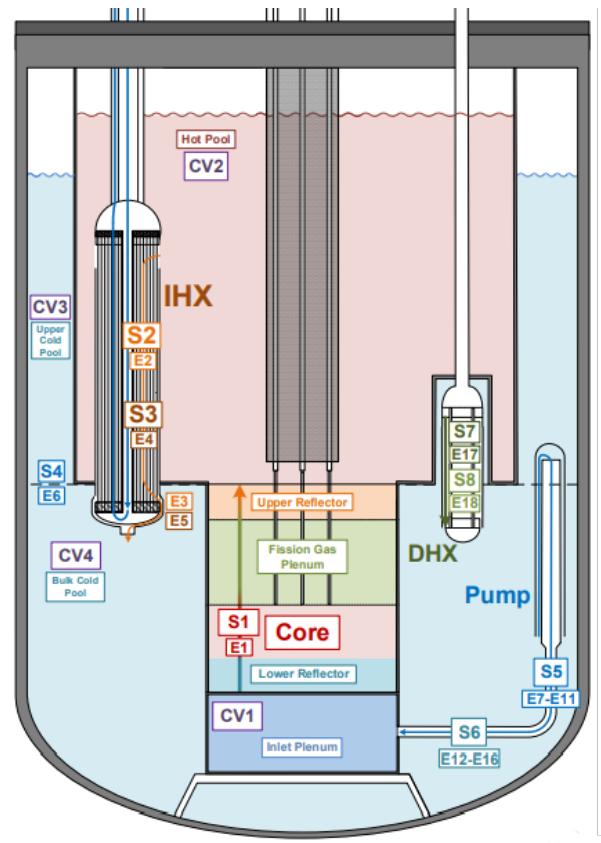
**Tab. 2.1** Betriebsparameter des ARC-100

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Natriumgekühlter schneller Brüter
Thermische / elektrische Leistung	186 MW <sub>th</sub> / 100 MWe
Betriebslebensdauer	60 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Natrium / -
Kühlmittelumwälzung	Zwangsumlauf
Primärkreisdruck	Annähernd Atmosphärendruck
RDB Durchmesser / Höhe	16,7 m / 7,9 m
Sicherheitsbehälter	k. A.
Reaktorkern	k. A.
Brennstoff	Uranlegierung mit 10 % Zirkonium
Anreicherung	13,1 %
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe

Eigenschaft	Wert
Neutronengift (Überschussreakтивität)	k. A.
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	355 °C / 510 °C
Aktive Kernhöhe	k. A.
Revisionszyklus	k. A. (Brennstoffzyklus 20 Jahre)
Personalbedarf Betrieb / Revision	k. A. / k. A.
Dampferzeuger Typ / Anzahl	k. A.
Betriebsart der Dampferzeuger	k. A.
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	Natrium / Wasser
Sekundärkreisdruck	k. A.
Flächenbedarf	56.000 m²
Notfallplanungszone	k. A.
Bemessungserdbeben	0,3 g PGA
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	k. A.
Not-/Nachkühlsysteme	passives RVACS, DRACS
Not-Wechselstromversorgung	k. A.
Not-Gleichstromversorgung	k. A.
Kernschadenshäufigkeit	k. A.
Karenzzeit	k. A.
SAMG für Kern / SHB	k. A.

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

Für den ARC-100 ist ein Pool-Typ Reaktorbehälter (Abb. 2.1) vorgesehen, der vollständig mit dem Primärkühlmittel (flüssigem Natrium) gefüllt und mit einer Deckplatte verschlossen ist. Der Reaktorbehälter wird in zwei Kammern geteilt: Mit einer Temperatur von 355 °C fließt das Kühlmittel aus der kalten Kammer in den Reaktorkern, wo es auf 510 °C erhitzt wird. Aus dem Reaktorkern strömt es in die heiße Kammer und weiter in den Wärmetauscher des Zwischenkühlkreises. Dort wird die Wärmeenergie an das Kühlmittel des Zwischenkühlkreises abgegeben und das kalte Primärkühlmittel strömt zurück in die kalte Kammer. Über dem Reaktorbehälter befindet sich ein Deckgas aus Argon, dessen Druck etwas über dem Atmosphärendruck liegt.

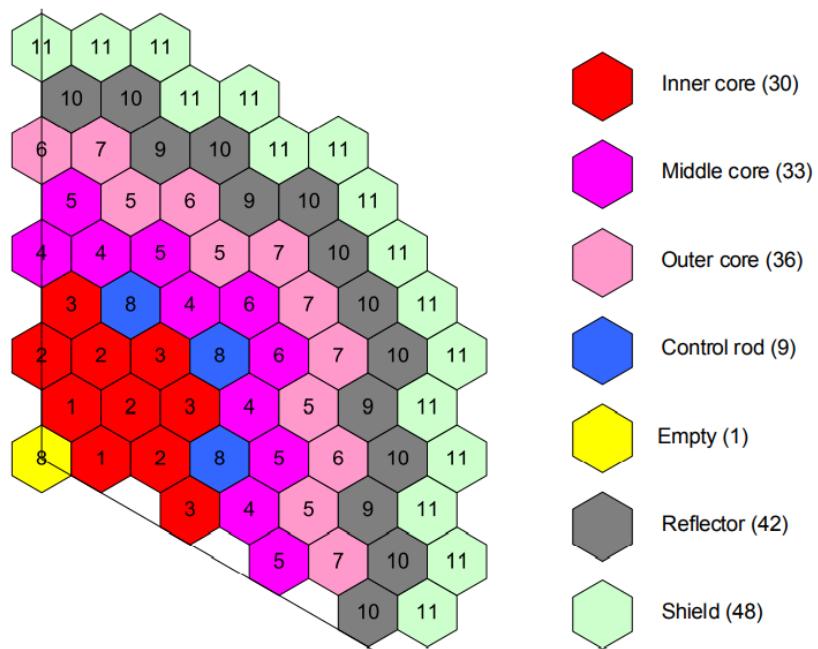


**Abb. 2.1** Aufbau des Pooltyp-Reaktorbehälters des ARC-100 /ANL 22/

IHX: Wärmetauscher des Zwischenkühlkreises, DHX: Wärmetauscher des Direct Reactor Auxiliary Cooling System (DRACS)

Im Reaktorbehälter sollen sich neben dem Reaktorkern mehrere Komponenten befinden, die an der Deckplatte montiert sind. Dazu gehören zwei Wärmetauscher des Zwischenkühlkreises, das Steuerstabsystem und drei Wärmetauscher des DRACS (allesamt Systeme, die Durchdringungen des Reaktorbehälters bzw. der Deckplatte erforderlich machen) sowie vier integrale Hauptkühlmittelpumpen (Tauchmotorpumpen) zur Aufrechterhaltung der Primärkühlmittelströmung.

Der Kern (Abb. 2.2) besteht aus Brennelementen, die von Stahlreflektoren und einer Abschirmung umgeben sind. Für eine gleichmäßige radiale Leistungsverteilung werden die Brennelemente in drei Kernzonen unterteilt. Anstelle von Uranoxid soll eine metallische Uranlegierung mit 10 % Zirkonium für den Brennstoff verwendet werden. Der Anreicherungsgrad soll dabei 13,1 % betragen.



**Abb. 2.2** Anordnung der Brennelemente, der Steuerstäbe, der Reflektoren und der Abschirmung im Kern des ARC-100 /ANL 22/

### 2.3 Sekundär- und Tertiärcampus

Der Zwischenkühlkreis (ebenfalls Natrium) nimmt im Wärmetauscher im Reaktorbehälter die Wärme des Primärkühlmittels auf und transportiert sie zu dem Dampferzeuger, der sich in einem separaten Gebäude befinden soll. Der Zwischenkühlkreislauf ist zweisträngig aufgebaut und besitzt ein Druckentlastungssystem.

Der Dampferzeuger ist ein spiralförmiger, vertikal ausgerichteter Gegenstrom-Wärmetauscher, in dem die Wärme des Natriums des Zwischenkühlkreises (auf der Mantelseite) auf das Wasser des Turbinenkreises (in den spiralförmigen Rohren) übertragen wird, um überhitzten Dampf zu erzeugen.

### 3 Auslegung

Die sicherheitstechnische Auslegung des ARC-100 basiert auf dem Defence-In-Depth-Konzept und bietet mehrere Schutzebenen gegen die Freisetzung von Radioaktivität, wie physische Barrieren sowie aktive und passive Sicherheitssysteme. Als inhärentes Merkmal aller natriumgekühlten Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum wird auch die starke Reaktivitätsrückkopplung hervorgehoben, die zu einem passiven Abschaltverhalten führt.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Für den ARC-100 werden zwei unabhängige Steuerstabsysteme zur Reaktivitätskontrolle geplant. Das primäre System mit sechs Steuerstäben soll den Reaktor in den unterkritischen Zustand bringen und dazu dienen, den Abbrand des Brennstoffs zu kompensieren. Das sekundäre System soll aus drei Steuerstäben bestehen, die der Kaltabschaltung dienen (ähnlich Abschaltstäben).

#### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

Im Normalbetrieb wird der Dampferzeuger für die Nachwärmeabfuhr genutzt. Als Notkühlsysteme sind zwei passive Systeme vorgesehen:

- Das DRACS (Direct Reactor Auxiliary Cooling System), angetrieben durch natürliche oder wahlweise erzwungene Konvektion und bestehend aus drei Wärmetauschern im Reaktorbehälter, in denen die Wärme an Luft aus der Atmosphäre abgegeben wird und
- das RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System), das die Abgabe der Wärme durch Strahlung und Konvektion an die Wände des Reaktorbehälters und des Schutzgefäßes sowie an die natürlich zirkulierende Luft außerhalb des Schutzgefäßes darstellt.

#### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Ein Schutzbehälter (vergleichbar mit einem Containment), in dem sich der gesamte Reaktorbehälter befindet, soll vor Leckagen des Reaktorbehälters schützen. Der Schutzbehälter ist für den Betrieb bei nahezu atmosphärischem Druck ausgelegt /IAEA 22/. Radioaktive Freisetzung sollen insbesondere durch das Potenzial des Primärkühlmittels Natrium, Radionuklide durch das Eingehen chemisch stabiler Verbindungen einzugehen, verhindert werden.

Der Zwischenkühlkreislauf wirkt darüber hinaus als Isolierung zwischen Primär- und Tertiärkühlkreislauf und erschwert somit die Radionuklidfreisetzung über die Kühlkreisläufe. Das unter leichtem Druck stehende Argon-Deckgas soll sicherstellen, dass bei einem Leck kein Natrium in die Umwelt gelangt.

### **3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen**

### **3.5 Elektrotechnik**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

### **3.6 Leittechnik**

Das sicherheitstechnisch relevante Reaktorschutzsystem (Distributed Control and Information System (DCIS)) ist ein ausfallsichereres, dreifach redundantes Steuerungs- und Überwachungssystem mit separaten und unabhängigen Stromversorgungssystemen. Die Redundanzen dienen zur Unterstützung der automatischen Abschaltung des Reaktors und der Nachwärmeabfuhr über DRACS und RVACS. Das System ist so ausgelegt, dass eine Redundanz außer Betrieb sein kann, wenn ein Auslegungseignis eintritt. Die ausfallsicheren Abschaltsysteme sind so ausgelegt, dass sie ohne Strom arbeiten.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Leittechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Leittechnik veröffentlicht werden.

### **3.7 Wartenkonzept**

Das ARC-100 erfordert nur wenig aktives Eingreifen der Operateure. Die Rolle des Operators besteht darin das Verhalten und die Transienten der Anlage zu überwachen, um sicherzustellen, dass die Anlage innerhalb ihrer spezifischen Auslegungsparameter liegt.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

**3.8        Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

**3.9        Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur Personellen Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt Informationen zur Personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

## 4 IT-Sicherheit

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt Informationen zum IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Der ARC-100 SMR verwendet Kernbrennstoff bestehend aus einer U-Zr-Legierung und weist eine Anreicherung von durchschnittlich 13,1% auf /IAE 22/. In der zugehörigen Anlage wird auch der abgebrannte Kernbrennstoff in einem Trockenlager zwischengelagert. Entsprechend der Einstufung nach Tab. 1 /IAE 11/ ist dieses Konzept somit als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) einzustufen.

ARC Clean Energy ist ein Start-Up im Bereich Kerntechnik. Der ARC-100 SMR stellt das derzeitige Projekt von ARC Clean Energy dar. Mit dem SMR-Konzept soll auf den Erfahrungen des EBR 2, einem schnellen Brutreaktor aufgebaut werden. Das Projekt befindet sich in der vorläufigen Designphase. In der jetzigen Design-Phase (Vorläufiges Design) ist es nicht erforderlich Unterlagen an die Aufsichts-/Genehmigungsbehörde zu übermitteln, weshalb nur sehr vereinzelt Informationen zu Sicherung recherchiert werden konnten. Abschätzungen zu Sicherungsmaßnahmen und -einrichtungen werden im Folgenden daher konservativ getroffen.

### SMR-Standorteigenschaften

Das ARC-100 Anlagengelände weist einen Flächenbedarf von 5,6 ha auf /IAE 22/ und bewegt sich dabei im leicht überdurchschnittlichen Bereich der untersuchten SMR-Konzepte. In der derzeitigen Design-Phase konnten keine spezifischen Informationen zu einem Anlagenlayout für einen expliziten Standort recherchiert werden. Auf der Homepage von ARC Clean Energy ist jedoch eine Visualisierung eines Anlagenlayouts dargestellt, an welchem sich im Folgenden für die Beschreibung des Anlagengeländes orientiert wird (Abb. 5.1) /ARC 23/.

Das Anlagengelände ist von einer Doppelzaunlage umgeben und kann über mindestens eine Kfz-Schleuse erreicht werden. An dieser Schleuse ist zudem ein Durchfahrschutz angedeutet. Neben dieser Schleuse sowie der Straßenzufahrt befindet sich ein Gebäude, welches vermutlich als Zugangsgebäude (Wachgebäude) genutzt wird. Da keine Personenzugänge nebst Vereinzelungsanlagen dargestellt sind, erfolgt vermutlich der Personenzugang durch dieses Wachgebäude (Abb. 5.1).

Die Straße zu der Fahrzeugschleuse verläuft entlang des Perimeters und biegt vor dem Wachgebäude rechtwinklig zur Schleuse ab. Aufgrund der Straßenführung ist ein Anfahren mit hoher Geschwindigkeit auf die Kfz-Schleuse erschwert. Das Vorfeld vor dem Perimeter und der Straße erscheint bis auf einige Sträucher freigehalten und erzeugt eine gute Übersichtlichkeit. Die Straße ist zudem durch Laternenmästen ausgeleuchtet, während

hingegen die Doppelzaunanlage sowie das Anlagengelände keine Beleuchtungseinrichtungen erkennen lässt (Abb. 5.1).



**Abb. 5.1** Visualisierung des Anlagengeländes aus /ARC 23/

Auf dem Anlagengelände befindet sich ein Gebäudekomplex (Abb. 5.1), in dem sich das Reaktorgebäude und nicht erwähnte sonstige Anlagengebäude befinden. Anhand anderer Beschreibungen des ARC-100 SMR-Konzepts kann angenommen werden, dass ein Lager für abgebrannten Kernbrennstoff vorgesehen ist, welches vermutlich Teil dieses Gebäudekomplexes ist. Zusätzlich ist es plausibel anzunehmen, dass das Hilfsanlagengebäude sowie das Turbinenhaus auch auf dem Gelände und möglicherweise ebenfalls in dem Gebäudekomplex lokalisiert ist.

Aus einer früheren (veralteten) Darstellung in /ARC 21/ kann entnommen werden, dass es einen geschützten Bereich (Brennelementannahme-Gebäude) sowie einen bedeutenden Bereich („vital area“, vermutlich Reaktorgebäude) gibt. Diese Bezeichnungen gehen auf /IAE 11/ zurück und gehen mit unterschiedlichen Sicherungsanforderungen einher. Für die Visualisierung in Abb. 5.1 ist daher zu unterstellen, dass ebenfalls ein geschützter sowie ein bedeutender Bereich ausgewiesen werden soll. Anhand des monolithischen Gebäudekomplexes können die Grenzen zueinander jedoch nicht abgeleitet werden (Abb. 5.1). Hingegen erscheint es plausibel, dass das dem Komplex vorgelagerte Gelände als zutrittsbeschränkter Bereich definiert werden kann.

Auf dem Gelände befindet sich eine Werkstraße, auf der ein PKW dargestellt ist. Somit ist eine Zugangsregelung für solche Fahrzeuge vorhanden. Fahrzeuge werden vermutlich in der

Schleuse kontrolliert. Das den Gebäudekomplex umgebende Anlagengelände erscheint übersichtlich, es sind nur wenige Nischen dargestellt. Der Anlagengebäudekomplex selbst besitzt nur einige Türen, sonstige Öffnungsverschlüsse sind nicht dargestellt.

### Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Aus /ARC 21/ kann ein Querschnitt durch das Reaktorgebäude sowie das Lagergebäude für abgebrannten Kernbrennstoff eines generischen Anlagenlayouts entnommen werden (Abb. 5.2). Dieses Layout scheint sich zwar von dem aus Abb. 5.1 zu unterscheiden, dennoch können grundlegende Informationen entnommen und Aussagen zum ARC-100 SMR-Konzept getroffen werden.

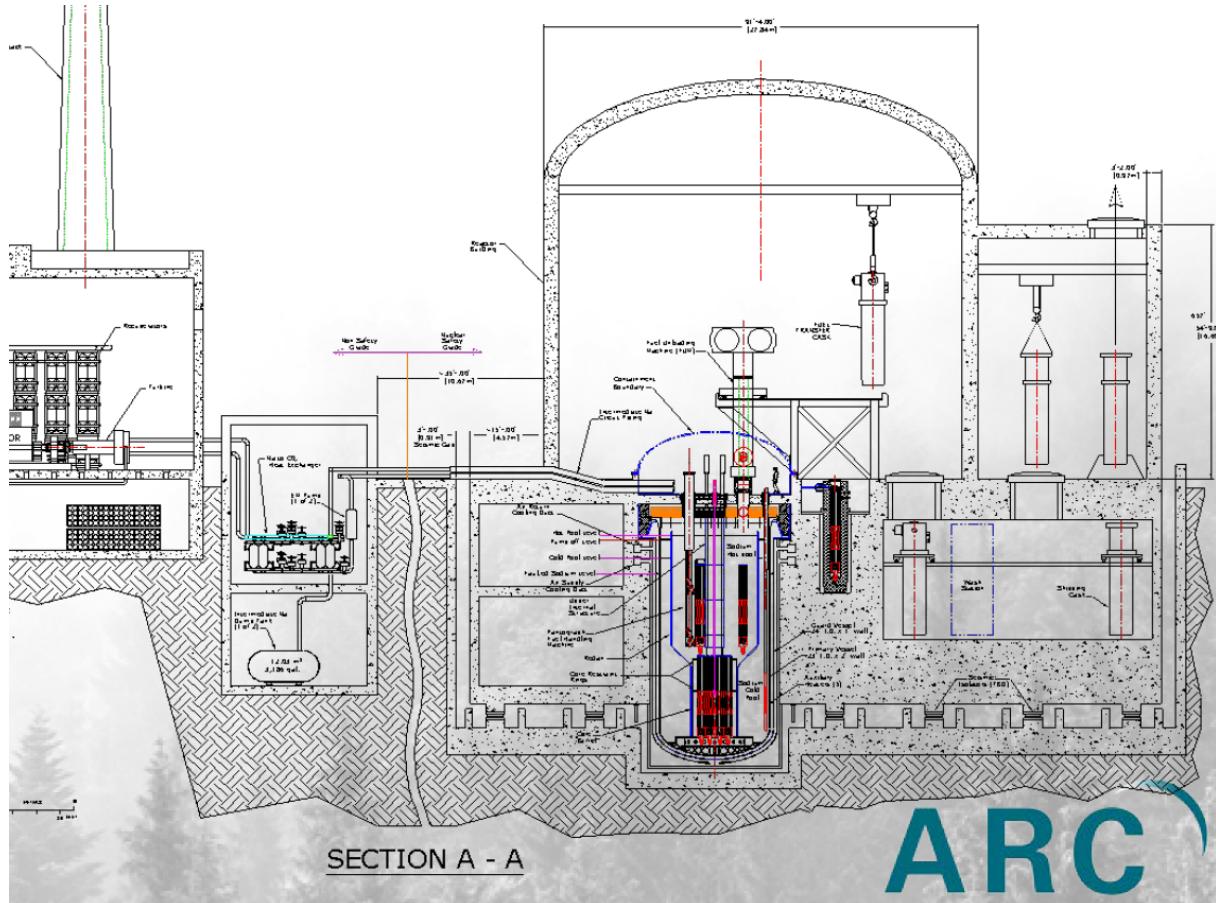
Der RDB ist unterhalb der Geländeoberkante platziert und bietet daher einen erhöhten Schutz gegen Einwirkungen von außen. Ebenfalls ist zu erkennen, dass im Falle eines potenziell durch Dritte herbeigeführten Austretens von Natrium aus dem Primärkreis eine Bedeckung des Reaktors plausibler Weise angenommen werden kann, da sich keine Hohlräume im Gebäudesockel befinden, in die das Natrium entweichen könnte (Abb. 5.2). Analog zum RDB ist auch der Lagerbereich abgebrannter Kernbrennstoffe unterhalb der Geländeoberkante angesiedelt, mit gleichen Vorteilen wie beim RDB. In einem Anbau an das Reaktorgebäude befindet sich eine oberirdische Abstellfläche für die abgebrannten BE, die vermutlich im Rahmen des Abtransports genutzt wird, nachdem die BE per Kran aus ihrem unterirdischen Lagerbereich emporgehoben wurden (Abb. 5.2).

Der Reaktor befindet sich im unteren Drittel des RDB und ist somit von den durch Menschen begehbar Flächen durch den Primär- und Sekundärkreis räumlich getrennt. Ansonsten finden sich entlang des RDB keine Räumlichkeiten, von denen aus Dritte auf den Kernbrennstoff einwirken könnten.

Ebenfalls geht aus dem Querschnitt hervor, dass die Wände des Reaktorgebäudes sowie die des Anbaus eine hohe Wandstärke aufweisen. Dies fällt besonders beim Vergleich mit den Wänden des Turbinenhauses auf, welche eine deutlich geringere Wandstärke aufweisen (Abb. 5.2). Ob das Reaktorgebäude gegen einen Flugzeugabsturz ausgelegt ist, kann den vorliegenden Unterlagen nicht entnommen werden.

Die erste Barriere um den Kernbrennstoff stellt die Hülle der BE dar, gefolgt von der Natriumschmelze des Primärkreises, die im Falle einer Freisetzung von Kernmaterial dieses chemisch binden kann /IAE 22/. Als dritte Barriere kann das Containment angesehen werden, welches einen verstärkten Deckel zu den begehbar Bereichen im Reaktorgebäude oberhalb

aufweist. Als vierte Barriere kann das Reaktorgebäude angesehen werden. Dementsprechend beschränken sich aktivitätsführende Bereiche auf das Reaktorgebäude, den Anbau für abgebrannten Kernbrennstoff sowie deren unterirdische Bereiche.



**Abb. 5.2** Querschnitt durch eine generisches Anlagenlayout nach /ARC 21/

Die Widerstandsfähigkeit gegen ein Bemessungserdbeben (safe shutdown earthquake) wird mit 0,3 g (Peak Ground Acceleration (PGA) = Spitzenbodenbeschleunigung) angegeben /IAE 22/. Dies soll durch eine seismische Isolierung als ergänzende technische Maßnahme realisiert werden.

## **Technische Sicherungseinrichtungen**

Das Gelände des ARC-100-SMR ist von einer Doppelzaunanlage umgeben. Sie erfüllt die Funktion eines Perimeters. Da ein Perimeter ohne die zusätzlichen Funktionen Detektion und Alarmierung keinen Mehrwert für die Sicherung darstellt, ist es plausibel anzunehmen, dass auch solche technischen Einrichtungen vorgesehen sind oder werden.

Ein konkreter Nachweis zu technischen Sicherungseinrichtungen ist in den verfügbaren Unterlagen jedoch nicht enthalten.

## **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Zu personellen Sicherungsmaßnahmen finden sich keine expliziten Informationen für das ARC-100 SMR-Konzept. Anhand der Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen, die anzunehmender Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktion überprüft bzw. verarbeitet. Somit ist es auch plausibel anzunehmen, dass eine Alarmierungszentrale vorgesehen ist.

Auch das Vorhandensein eines Sicherungsgebäudes an der Zufahrt (Wache) muss zur Wahrung seiner Funktion mit Sicherungspersonal besetzt sein. Dies ist ein weiterer Hinweis für das Vorsehen von Sicherungspersonal.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

## **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Die Anlagenbetriebsdauer ist auf 60 Jahre ausgelegt. Während dieses Betriebs wird der Reaktor alle 20 Jahre mit frischem Kernbrennstoff beladen /IAE 22/. Somit erfolgt ein BE-Wechsel nur dreimal im Rahmen des Betriebsdauer. Dies ist im Vergleich zu anderen SMR eine geringe Anzahl an BE-Wechseln. Da bei einem BE-Wechsel weniger Barrieren um den Kernbrennstoff vorliegen, sollten Ersatzmaßnahmen vorgenommen werden.

Über eine Notstromversorgung liegen keine Angaben vor.

## 6 Stand der Realisierung

Die Genehmigungsbemühungen von ARC konzentrieren sich derzeit auf Kanada, wo Pläne für eine Demonstrationsanlage am KKW-Standort Point Lepreau in der Provinz New Brunswick an der kanadischen Atlantikküste verfolgt werden /ARC 21/. Im Juni 2023 gab New Brunswick Power bekannt, dass für das Projekt ein Dokument zur Umweltverträglichkeit beim Department of Environment and Local Government und der Antrag für die Standortvorbereitungsgenehmigung bei der Aufsichtsbehörde CNSC eingereicht wurden /ARC 23a/. Die Anlage soll im Jahr 2029 in Betrieb genommen werden. Darüber hinaus plant die Belledune Port Authority (BPA) aus New Brunswick, den ARC-100 im Hafengebiet von Belledune einzusetzen. Dort soll die Anlage als Teil eines „Green Energy Hub“ Strom und Prozesswärme für die Produktion von Wasserstoff und andere industrielle Einrichtungen liefern, die im Hafengebiet ansässig sind. Dort soll die Inbetriebnahme des ARC-100 zwischen 2030 und 2035 erfolgen. /BPA 23/

Die erste Phase des Pre-Licensing Vendor Design Reviews der kanadischen Aufsichtsbehörde CSNC wurde im Jahr 2019 erfolgreich abgeschlossen, mit der zweiten Phase wurde im Februar 2022 begonnen. Das vorläufige Reaktorkonzept soll 2023 fertiggestellt werden, eine Baugenehmigung wird für 2027 angestrebt.

## 7 Quellen

- /ANL 14/ Argonne National Laboratory: „Advanced Fast Reactor – 100 (AFR-100) Report for the Technical Review Panel”, ANL-ARC-288, Juni 2014
- /ANL 22/ Argonne National Laboratory: „Safety Analysis of the ARC-100 Sodium-cooled Fast Reactor”, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future, Wien, April 2022
- /ARC 21/ ARC Clean Energy: „The ARC-100 Advanced SMR”, Februar 2021
- /ARC 23/ <https://www.arc-cleantech.com/technology>; abgerufen am 28.02.2023
- /ARC 23a/ ARC Clean Technology: NB Power Submits Environmental Impact Assessment Registration and Licence to Prepare Site Application for Advanced Small Modular Reactor Project, 30.06.2023, online: [arc-cleantech.com/NBP-Submits-EIA-LTPS-ARC-100](http://arc-cleantech.com/NBP-Submits-EIA-LTPS-ARC-100), Zugriff: 20.10.2023.
- /BPA 23/ Belledune Port Authority: Annual Report 2022, Juni 2023, online: <https://storymaps.arcgis.com/stories/728604714b2044c6a49b6b465ebf9856>, Zugriff: 20.10.2023
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAEA 22/ IAEA Department of Nuclear Energy: “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition”, September 2022

**Abkürzungsverzeichnis**

ARC	Advanced Reactor Concepts
BE	Brennelemente
BPA	Belledune Port Authority
CSNC	Canadian Nuclear Safety Commission
DRACS	Direct Reactor Auxiliary Cooling System
EBR	Experimental Breeder Reactor 2
PGA	Peak Ground Acceleration
RDB	Reaktordruckbehälter
RVACS	Reactor Vessel Auxiliary Cooling System

## A.2 SMR-Steckbrief: „Aurora Powerhouse“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

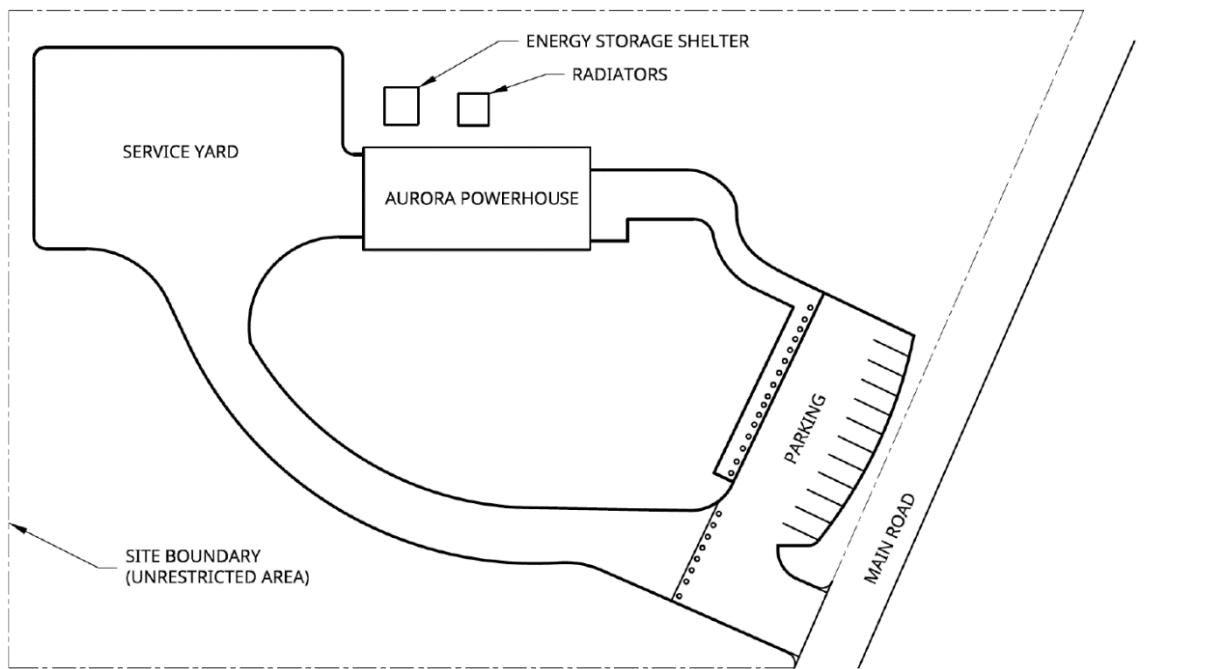
## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Das Konzept des Mikroreaktors Aurora Powerhouse wird von dem kalifornischen Unternehmen Oklo Power entwickelt. Dabei stellt die Nutzung inhärenter Sicherheitseigenschaften und passiver Systeme ein zentrales Entwicklungsziel dar. Das Aurora Powerhouse soll insbesondere zur Versorgung kleiner, isolierter Netze (Microgrids) eingesetzt werden. Daher soll der Betrieb der Anlage komplett unabhängig von externer Stromversorgung sein.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Beim Reaktor des Aurora Powerhouse handelt es sich um einen schnellen Reaktor, der über Wärmerohre gekühlt wird. Mit einer Leistung von  $4 \text{ MW}_{\text{th}}$  bzw.  $1,5 \text{ MW}_{\text{e}}$  wird auch dieses Konzept den Mikroreaktoren zugerechnet. Eine Brennstoffladung soll für bis zu 20 Betriebsjahre ausreichen. Brennelementwechsel sind nicht vorgesehen. Soll die Anlage nach diesem Zeitraum weiter betrieben werden, wird das komplette Reaktormodul ersetzt. Technische Daten des Aurora Powerhouse sind in Tab. 2.1 zusammengefasst.

Die einzigen Gebäude auf dem Anlagengelände sind das Aurora Powerhouse selbst sowie kleinere Gebäudestrukturen zur Unterbringung der Einrichtungen zur Netzanbindung und eines Energiespeichers. Der Energiespeicher dient als Puffer zum Ausgleich kurzfristiger Schwankungen der abgenommenen Strommenge. Das Anlagengelände bis zum Aurora Powerhouse soll für die Öffentlichkeit zugänglich sein. In dem aus Stahlbeton errichteten Aurora Powerhouse befinden sich das Reaktormodul, Komponenten des Sekundärkreises sowie die Hilfssysteme. Das Anlagenlayout ist in Abb. 2.1 dargestellt. Als Auslegungserdbeben (operating basis earthquake, OBE) wird eine Bodenbeschleunigung von 0,58 g zugrunde gelegt. Das Aurora Powerhouse ist in ein Obergeschoss und ein Untergeschoss aufgeteilt, wobei das Obergeschoss den Sekundärkreis beherbergt und das Reaktormodul sich im Untergeschoss befindet. Nach Angabe von Oklo soll auch bei einem kompletten Einsturz des Aurora Powerhouse die Integrität des Reaktormoduls gewahrt und eine sichere Abschaltung möglich bleiben. /OKL 20/



**Abb. 2.1** Skizze des Anlagenlayouts für ein Aurora Powerhouse /OKL 20/

Die Verantwortung für den Betrieb der Anlage, einschließlich der Standortvorbereitung, des Baus, der Inbetriebnahme, des Normalbetriebs, der Instandhaltung und des Umgangs mit Störfällen obliegt dem Anlagenmanager, der nicht ständig am Standort anwesend sein muss. Im Normalbetrieb soll die Anlage von zwei am Standort anwesenden Personen überwacht werden. Ihnen obliegen die Überwachung der Betriebsparameter, die Durchführung von Rundgängen zur Sicherstellung des einwandfreien Anlagenzustands, die Erfüllung von Verpflichtungen im Rahmen des Strahlenschutzprogramms sowie der Anlagensicherung. Beim Eintreten eines Störfalls handeln sie als „Onsite Emergency Coordinator“ und „Onsite Emergency Supporter“ entsprechend dem Notfallplan. Bei Bedarf kann weiteres Personal in Rufbereitschaft hinzugezogen werden. Weiteres Personal, das bei der Inbetriebnahme des Reaktors und für Aufgaben des Strahlenschutzes benötigt wird, sowie Techniker für Leittechnik, mechanische und elektrische Einrichtungen sind der technischen Unterstützungsorganisation zugeordnet. Auch dieses Personal wird nur bei Bedarf hinzugezogen. /OKL 20/

**Tab. 2.1** Betriebsparameter des Aurora Powerhouse

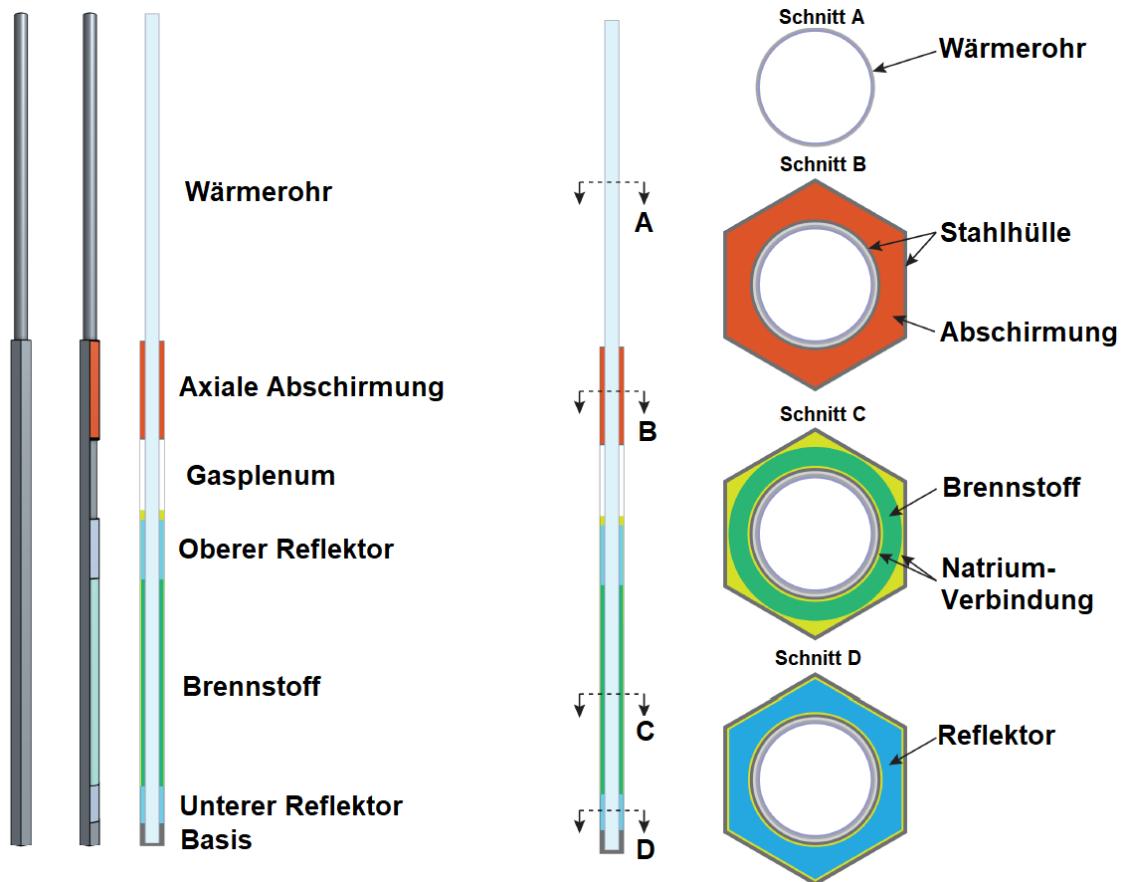
Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Über Wärmerohre gekühlter, schneller Reaktor
Thermische / elektrische Leistung	4 MW <sub>th</sub> / 1,5 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	20 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Kalium / -
Kühlmittelumwälzung	Naturumlauf (innerhalb der Wärmerohre)
Primärkreisdruck	Atmosphärendruck
RDB Durchmesser / Höhe	k. A.
Sicherheitsbehälter	Stählerne Umschließung des Reaktormoduls (jedoch nicht als Sicherheitsbehälter bezeichnet)
Reaktorkern	Aufgebaut aus hexagonalen „Reaktorzellen“
Brennstoff	Metallischer UZr Brennstoff
Anreicherung	Bis zu 19,75 % (U-235)
Reaktivitätskontrolle	Negativer Temperaturkoeffizient, Kontrollwalzen, Abschaltstäbe
Neutronengift (Überschussreaktivität)	Kompensation durch Kontrollwalzen (B <sub>4</sub> C)
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	Kerntemperatur ~640 °C
Aktive Kernhöhe	k. A.
Revisionszyklus	Bis zu 20 Jahre
Personalbedarf Betrieb / Revision	2 / k. A.
Primärer Wärmetauscher Typ / Anzahl	Wärmetauscher von Wärmerohr auf sCO <sub>2</sub> / 6
Betriebsart der primären Wärmetauscher	-
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	sCO <sub>2</sub> / -
Sekundärkreisdruck	200 bar
Flächenbedarf	4.180 m <sup>2</sup>
Notfallplanungszone	Begrenzt auf das Reaktorgebäude
Bemessungserdbeben	0,58 g (OBE)

Eigenschaft	Wert
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	-
Not-/Nachkühlsysteme	Natürliche Konvektion der Umgebungsluft
Not-Wechselstromversorgung	Batterie mit Wechselrichter (nicht sicherheitsrelevant)
Not-Gleichstromversorgung	
Kernschadenshäufigkeit	Kernschaden laut Entwickler ausgeschlossen
Karenzzeit	unbegrenzt
SAMG für Kern / SHB	Keine

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

Der Reaktorkern ist in sogenannte Reaktorzellen mit hexagonalem Querschnitt unterteilt, die von einer Stahlhülle (316L) umschlossen sind. Eine solche Reaktorzelle ist in Abb. 2.2 dargestellt. In ihrem Zentrum befindet sich jeweils ein Wärmerohr. Dieses ist im aktiven Kernbereich ringförmig vom Brennstoff umgeben. Dem schließt sich nach oben und unten jeweils ein oberer und unterer Reflektor aus Zirkonium an. Über dem oberen Reflektor befinden sich noch ein mit Argon gefülltes Gasplenum und die axiale Abschirmung, aus der das Wärmerohr nach oben herausragt. Kleine Lücken zwischen dem Brennstoff, den Reflektoren und der Stahlhülle sind mit Natrium ausgefüllt, um die Wärmeübertragung zu verbessern. Mit Hilfe der Wärmerohre kann der Wärmetransport aus dem Reaktorkern passiv erfolgen und auf Kühlmittelpumpen verzichtet werden. Innerhalb der Wärmerohre wird Kalium als Arbeitsmedium verwendet. Bei steigender Temperatur wird auch die Wärmeübertragung über die Wärmerohre gesteigert. Dies stellt eine vorteilhafte Eigenschaft bei Transienten, wie etwa dem Versagen eines benachbarten Wärmerohrs dar.

Bei dem Brennstoff handelt es sich um eine Legierung aus Uran mit 10 % Zirkonium mit einer hohen Wärmeleitfähigkeit von 32 W/mK und einer Schmelztemperatur von 1.230 °C. Mittels konservativer Annahmen wurde eine Maximaltemperatur von 640 °C ermittelt, die im Betrieb bei maximaler Leistung im Kern erreicht werden kann. Damit besteht eine Marge von 80 °C zum Grenzwert für die Betriebstemperatur von 720 °C, unterhalb dessen es nicht zu chemischen Wechselwirkungen zwischen dem Brennstoff und der Stahlhülle kommen soll.



**Abb. 2.2** Reaktorzelle des Aurora Powerhouse. Darstellung im Längsschnitt (links) und Querschnitte der verschiedenen Abschnitte (rechts) (modifiziert nach /OKL 20/)

Neben den oben beschriebenen Reaktorzellen existieren im Kern des Aurora Powerhouse auch sogenannte Absorberzellen, die dem Reflektorsystem zugerechnet werden und anstelle des Brennstoffs das Reflektormaterial enthalten. Sie sind ringförmig in der Mitte des Kerns angeordnet. Auch die Absorberzellen verfügen über ein Wärmerohr, das aber nicht mit dem Wärmetauschersystem verbunden ist, sondern nur der axialen Wärmeverteilung innerhalb der Absorberzelle dient. Außerdem gehören zum Reflektorsystem die Reflektorblöcke innerhalb der Reaktorzellen und ein Reflektorring aus Stahl- und Zirkoniumblöcken, der den Kern umgibt. Während der Inbetriebnahme lassen sich Anpassungen am Reflektorsystem vornehmen, um eine Feinabstimmung der Reaktivität vorzunehmen. Dazu können wahlweise Reflektorstäbe aus Stahl oder Absorberstäbe aus Borkarbid in Kanäle in einigen der Absorberzellen eingesetzt werden. Im laufenden Betrieb wird das Reflektorsystem nicht mehr verändert. Im Zentrum des Kerns befindet sich eine Instrumentierungsposition, die hauptsächlich beim Anfahren verwendet wird, um die Neutronenquelle in den Kern einzubringen.

Der Reaktorkern einschließlich der Reflektoren, Abschirmung Einrichtungen zur Reaktivitätsregelung und des Wärmetauschersystems ist von zwei Strukturen umschlossen: vom Kernbehälter („capsule“) und der äußeren Hülle („shell“) des Reaktormoduls. Beide Behälterstrukturen bestehen aus Stahl (größtenteils SS304). Sie stellen keine Druckbehälter dar und sind mit Argon gefüllt. Sie dienen als Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte, schützen die Kernkomponenten und unterstützen ihre korrekte Positionierung. Bei dem Kernbehälter handelt es sich um einen zylindrischen Behälter mit einer Grundplatte aus dem Stahl SS316L, auf der die Reaktor- und Absorberzellen des Kerns sowie der seitliche Reflektor mit den Kontrollwalzen angeordnet sind. In den Kernbehälter eingearbeitet sind auch Stützstrukturen für die Wärmetauscher. Er wird mit einer Dichtung und einem Deckel aus SS304 verschlossen. Der Deckel weist Durchführungen für Instrumentierung, Leitungen der Wärmetauscher und Antriebsschäfte für die Abschaltstäbe und Kontrollwalzen auf. Die ebenfalls zylindrisch gestaltete äußere Hülle des Reaktormoduls umschließt den Kernbehälter vollständig. Zwischen den beiden Behälterwänden befindet sich eine Abschirmung. Wie der Kernbehälter, ist auch die äußere Hülle mit einer Dichtung und einem Deckel aus SS304 verschlossen, wobei der Deckel über die entsprechenden Durchführungen verfügt. An das Reaktormodul schließt sich das angeschraubte Antriebsgehäuse an, in dem sich die Antriebe der Einrichtungen zur Reaktivitätsregelung und bei ausgefahrenen Abschaltstäben auch deren Antriebsschäfte befinden. Auch dieses ist mit inertem Gas gefüllt und besitzt Durchführungen für die Leitungen der Wärmetauscher und Instrumentierung. /OKL 20/

## 2.3 Sekundärkreis

Zur Übertragung der Wärme auf den Sekundärkreis dienen sechs Wärmetauscher, die mit je einem Sechstel der Wärmerohre verbunden sind. Die Wärmerohre durchdringen die Wärmetauscher und enden oberhalb dieser. Im Sekundärkreis zirkuliert superkritisches CO<sub>2</sub> (sCO<sub>2</sub>) als Arbeitsmedium. Das Sekundärsystem wird bei einem Druck von 200 bar betrieben. Das sCO<sub>2</sub> erreicht Temperaturen von weniger als 550 °C. Es wird über eine Leitung in das Reaktormodul geleitet, die sich dort verzweigt, sodass alle sechs Wärmetauscher erreicht werden. Die sechs von den Wärmetauschern kommenden heißen Stränge werden innerhalb des Reaktormoduls zu einem Sammler vereinigt, über den das erwärmte sCO<sub>2</sub> das Reaktormodul verlässt und der Turbine zugeführt wird. Bei reduziertem Strombedarf besteht die Möglichkeit eines partiellen, bei Nichtverfügbarkeit der Turbine auch die Möglichkeit eines kompletten Turbinenbypasses. Über luftgekühlte Kühler wird die Wärme an die Umgebung als finale Wärmesenke abgeführt. /OKL 20/

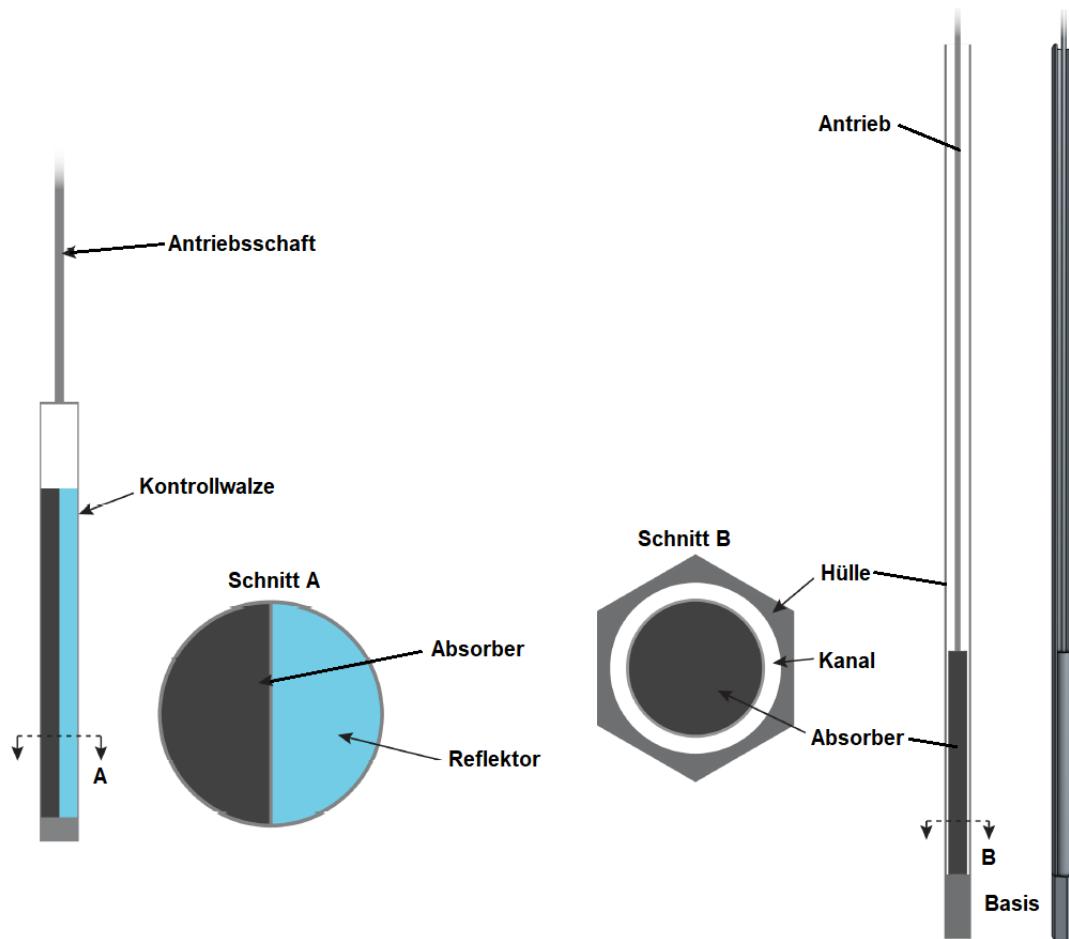
### 3 Auslegung

Durch die passive Funktionsweise der Kernkühlung und Reaktivitätsregelung, die geringe Reaktorleistung, die in Relation zur Gesamtmasse des Kerns im Vergleich zu großen Leichtwasserreaktoren geringe Brennstoffmenge, den geringen Abbrand und den Verzicht auf hohe Betriebsdrücke im Primärsystem soll das Aurora Powerhouse ein inhärent sicheres System darstellen.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Zur Regelung der Leistung stehen verschiedene, voneinander unabhängige Systeme zur Verfügung. Dazu gehören rotierbare Walzen und Abschaltstäbe. Die Walzen sind an drei Eckpunkten des Kerns im umgebenden Reflektor angeordnet und dienen der Kompensation der Überschussreakтивität. Dazu bestehen sie zur Hälfte aus Borkarbid und zur Hälfte aus Zirkonium. Beide Halbzylinder sind von einer gemeinsamen Stahlhülle umschlossen. Zu Zyklusbeginn ist das Neutronen absorbierende Borkarbid dem Kern zugewandt. Im Verlauf des Zyklus wird durch Rotation zunehmend das als Reflektor wirkende Zirkonium in Richtung des Reaktorkerns ausgerichtet, um die durch steigenden Abbrand bedingte Reaktivitätsabnahme zu kompensieren. Bei einer Reaktorschneellschaltung werden die Walzen in ihrer aktuellen Position festgehalten. Die Rotationsgeschwindigkeit der Walzen ist begrenzt, um versehentliche schnelle Reaktivitätsänderungen zu vermeiden. Die maximal mögliche Rotationsgeschwindigkeit liegt bei  $0,01^{\circ}/s$ .

Bei den drei Abschaltstäben handelt es sich um Edelstahlzylinder, die mit Borkarbid als Absorbermaterial gefüllt sind. Einer der Stäbe soll für eine Abschaltung ausreichen. Im Normalbetrieb bleiben die Abschaltstäbe vollständig ausgefahren und werden elektromagnetisch in ihrer Position gehalten. Zur Abschaltung wird die Stromversorgung der Elektromagnete unterbrochen, sodass die Abschaltstäbe schwerkraftgetrieben in den Kern einfallen. Die Regelung der Reaktivität im Normalbetrieb soll ausschließlich über den negativen Temperaturkoeffizienten und die Rotation der Walzen erfolgen. /OKL 20/ Die Einrichtungen zur Reaktivitätskontrolle sind in Abb. 3.1 dargestellt.



**Abb. 3.1** Reaktivitätsregelung beim Aurora Powerhouse: Kontrollwalze mit Absorber- und Reflektorhalbzylinder (links) und Abschaltstab im eingefallenen Zustand (rechts) (modifiziert nach /OKL 20/)

### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

Durch die geringe Leistung des Reaktors wird nur relativ wenig Nachzerfallswärme produziert. Nach einer Abschaltung des Reaktors soll daher die Wärmeleitung vom Brennstoff über die umgebenen Kernkomponenten in die Umgebung ausreichen, um den Reaktor in einem adäquaten Temperaturbereich zu halten. Von der Oberfläche des Reaktormoduls soll die Wärme dabei über natürliche Konvektion der Umgebungsluft abgeführt werden.

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Beim Betrieb des Aurora Powerhouse wird nur ein geringer Abbrand angestrebt. Genaue Angaben werden nicht gemacht. Somit soll nur eine vergleichsweise geringe Menge radioaktiver Spaltprodukte entstehen. Davon soll wiederum nur ein kleiner Teil aus der Brennstoffmatrix freigesetzt werden, da die Fähigkeit des Brennstoffs zur Rückhaltung

gasförmiger Spaltprodukte ebenfalls mit dem Abbrand korreliert. Die nächste Barriere wird durch die Umschließung der Reaktorzellen gebildet, in deren Gasplenum sich Spaltprodukte sammeln. Ein Weiterbetrieb des Reaktors mit beschädigten Reaktorzellen ist nicht vorgesehen, sodass der Kernbehälter im Normalbetrieb frei von radioaktiven Substanzen gehalten werden soll. Bei Beschädigung einer Reaktorzelle stellen der Kernbehälter und die äußere Hülle des Reaktormoduls weitere Barrieren gegen eine Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung dar. Da Oklo Power jedoch davon ausgeht, dass die Integrität der Reaktorzellen in keinem möglichen Szenario gefährdet wird, werden der Kernbehälter und die äußere Hülle des Reaktormoduls nicht offiziell als Barrieren gegen die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte bezeichnet. /OKL 20/

### **3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen**

Oklo Power hat Analysen betrieben, um den schwerwiegendsten, für das Aurora Powerhouse anzunehmenden Unfall zu identifizieren. Dabei wurden zwei denkbare Störfälle herausgestellt, die als abdeckend für andere mögliche Störfälle betrachtet werden. Diese sind einerseits eine Reaktivitätstransiente durch unbeabsichtigte Rotation aller drei Kontrollwalzen bei maximaler Geschwindigkeit in Kombination mit dem nicht erfolgten Einwurf eines der drei Abschaltstäbe und andererseits der Verlust der Wärmesenke durch einen Fehler im Sekundärsystem mit Versagen des Turbinenbypasses und nicht erfolgtem Einwurf eines der drei Abschaltstäbe.

Aus einer Rotation der Kontrollwalzen bei maximal möglicher Geschwindigkeit, bei der unbeabsichtigt die Reflektorseite dem Kern zugewandt wird, resultiert ein positiver Reaktivitätseintrag mit folgender Steigerung von Leistung und Kerntemperatur. Dadurch kommt es zur Ausdehnung des Brennstoffs, wodurch die Reaktivität reduziert wird. Die erhöhte Temperatur wird durch Messeinrichtungen registriert und führt zur Auslösung des Signals zur Reaktorschneellschaltung und zum Einwurf der Abschaltstäbe. Es wird angenommen, dass dabei zwei der drei Stäbe erfolgreich in den Kern einfallen. Da auch der Einwurf eines Stabes ausreichen soll, um den Reaktor in einen unterkritischen Zustand zu bringen, soll die Wärmeleistung des Reaktors daraufhin innerhalb von Sekunden auf das Niveau der Nachzerfallswärme abfallen. Diese kann über die Wärmerohre und sonstige den Kern umgebende Strukturen abgeleitet werden. Laut Oklo Power sind in einem solchen Fall keine strukturellen Schäden zu erwarten.

Ein Verlust der Wärmesenke führt dazu, dass der Reaktor sich aufheizt. Dadurch kommt es auch in diesem Fall zur Ausdehnung des Brennstoffs und zur dadurch bedingten Abnahme der Reaktivität, wodurch der Anstieg der Temperatur verlangsamt wird. Werden zu hohe

Temperaturen (über 655 °C) erreicht, wird auch in diesem Fall das Signal für die Reaktorschneellschaltung generiert, das den Einwurf der Abschaltstäbe initiiert. Auch hier wird davon ausgegangen, dass einer der drei Abschaltstäbe nicht in den Kern einfällt. Die durch die anderen beiden Stäbe eingebrachte negative Reaktivität soll dennoch genügen, um den Reaktor abzuschalten, sodass nur noch Nachzerfallswärme produziert wird. Diese soll über den Kern umgebende Strukturen (Reflektor, Stahlbehälter) abgeführt werden können. Durch die Wärmerohre wird die Verteilung der Wärme im Kern erleichtert. Da zunächst noch mehr Nachzerfallswärme produziert wird, als durch die Luftzirkulation in der Reaktorgrube abgeführt werden kann, kommt es anfangs zu einem Temperaturanstieg. Aufgrund des geringen Kerninventars soll die Wärmeleistung jedoch ausreichen schnell abfallen, sodass bald die passive Wärmeabfuhr die Generierung der Nachzerfallswärme übersteigt, sodass die Kerntemperatur wieder reduziert wird. Auch wenn beim Verlust der Wärmesenke geringfügig höhere Spitzentemperaturen (maximal 662 °C) erreicht werden als bei der zuvor beschriebenen Reaktivitätstransiente (maximal 660 °C), sind auch in diesem Fall laut Oklo Power keine strukturellen Schäden zu erwarten.

Da es, wie oben beschrieben, laut Entwickler auch infolge der schwerwiegendsten anzunehmenden Unfälle nicht zu Kernschäden kommen können soll, sind für das Aurora Powerhouse keine mitigativen Maßnahmen vorgesehen.

### 3.5 Elektrotechnik

Das Stromversorgungsnetz deckt mit dem durch den Generator erzeugten Strom und dem Energiespeichersystem den Eigenbedarf der Anlage sowie den Strombedarf der Verbraucher außerhalb der Anlage ab. Da Aurora für Gemeinden gedacht ist, die nicht an ein Stromnetz angebunden sind, ist die elektrische Stromversorgung als autarkes, vom Fremdnetz unabhängiges Inselsystem konzipiert. Aurora liefert seinen eigenen Strom für die Systeme vor Ort und benötigt kein externes Netz als potenzielle Stromquelle. Der Energiespeicher, der zwischen dem Generator und dem externen Netz eingesetzt wird, dient zum Ausgleich kurzfristiger Schwankungen der abgenommenen Strommenge. Es gibt folglich drei Teilsysteme der Stromversorgung /OKL 20/:

- Stromversorgungssystem der Anlage
- Energiespeichersystem
- Externes-Stromversorgungssystem (von Aurora)

---

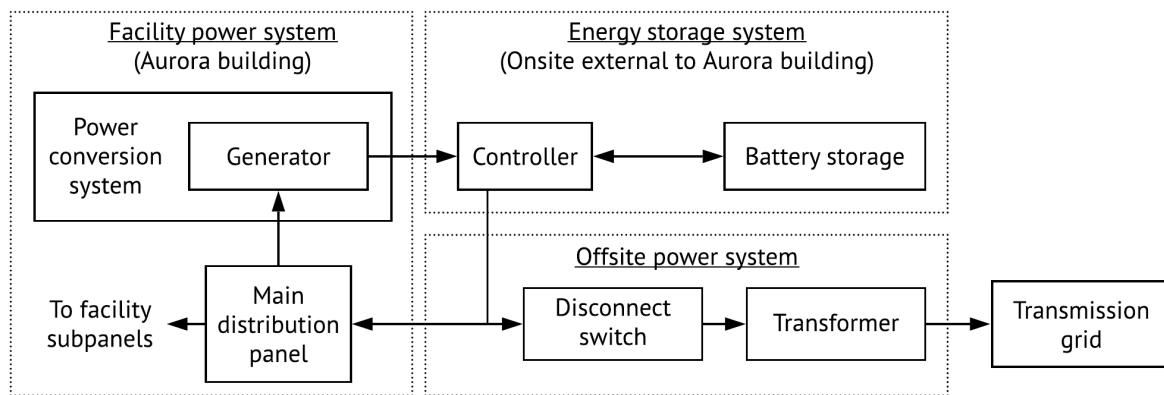
Das Stromversorgungssystem hat keine Sicherheitsfunktionen, die für den sicheren Betrieb von Aurora erforderlich sind und daher gibt es keine Notstromversorgung.

Das Stromversorgungsnetz ist so konzipiert, dass es die folgenden Prinzipien erfüllt /OKL 20/:

- Das Stromnetz versorgt alle elektrischen Verbraucher in der Anlage und außerhalb des Standorts.
- Das Stromnetz versorgt vorrangig die elektrischen Verbraucher der Anlage.
- Das Stromnetz kann sowohl Strom an das Energiespeichersystem übertragen als auch Strom von diesem weiterleiten.
- Der Energiespeicher kann vom Generator aufgeladen werden.
- Der Energiespeichersystem kann das Stromnetz der Anlage und das externe Stromnetz mit Strom versorgen.
- Das externe Stromnetz versorgt externe Verbraucher mit Strom.

In Abbildung Abb. 3.2 ist ein vereinfachtes Blockdiagramm der elektrischen Stromversorgung dargestellt. Der Generator ist mit dem Energiespeichersystem verbunden, das aus einem Batteriespeicher und einen Wechselrichter besteht. Der Energiespeicher kann das Stromnetz (welches die Anlage mit Strom versorgt) mit Wechselstrom versorgen, wenn kein Strom erzeugt wird. Der Energiespeicher kann auch Strom auf das externe Stromnetz der Anlage (das externe Verbraucher mit Strom versorgt) übertragen. Das Energiespeichersystem dient dazu, den Generator von den Lastschwankungen des Übertragungsnetzes zu entkoppeln. Wird überschüssige Energie erzeugt, wird diese in der Batterie gespeichert und kann bei Bedarf sowohl für die Verbraucher der Anlage als auch für externe Verbraucher zur Verfügung gestellt werden. Der Energiespeicher liefert Strom für das Anfahren und die kontrollierte Abschaltung. Zudem kann er auch für die unterbrechungsfreie Stromversorgung eingesetzt werden, wenn der Generator vorübergehend keinen Strom erzeugt. Die Kapazität des Energiespeichers wird auf der Grundlage des zu erwartenden Leistungsbedarf für den Neustart des Aurora-Reaktors, den externen Strombedarf und die Dauer der Aufrechterhaltung des externen Strombedarfs bestimmt. Das System kann auch zur vorübergehenden Deckung des Strombedarfs bis zur Nennleistung des Energiespeichersystems verwendet werden, die größer sein kann als die Nennleistung des Generators /OKL 20/.

Das externe Stromnetz lässt sich mit einem Trennschalter von der Anlage trennen, um die vorrangige Versorgung der elektrischen Verbraucher der Anlage zu gewährleisten. Ein Transformator transformiert die Spannung für das externe Übertragungsnetz, um den von Aurora erzeugten Strom an die Stromverbraucher zu verteilen. Das Übertragungsnetz wird nicht zur Energieversorgung der Anlage benötigt /OKL 20/.



**Abb. 3.2** Vereinfachtes Blockdiagramm der elektrischen Energieversorgung aus /OKL 20/.

Da die Systeme, die zur Abschaltung des Reaktors und zur Erlangung eines sicheren Zustandes verwendet werden, passive Systeme sind, die keinen Strom benötigen, wird das Aurora-Konzept als inhärent sicheres Konzept beschrieben. Der sichere Betrieb der Reaktoren ist daher unabhängig von der Stromversorgung auf und außerhalb der Anlage, so dass die elektrischen Systeme keine sicherheitsrelevante Funktion erfüllen /OKL 20/.

Im Normalbetrieb wird der Strom, der über den Eigenbedarf der Anlage hinaus erzeugt wird, über das externe Stromnetz an die externen Verbraucher übertragen. Wenn mehr Strom erzeugt wird, als für den Eigenbedarf der Anlage und für den Bedarf außerhalb des Standortes benötigt wird, werden die Batteriespeicher aufgeladen. Um die elektrische Leistung zu reduzieren, wenn der Energiespeicher bereits voll ist und mehr Strom erzeugt wird, als dem internen und externen Strombedarf entspricht, kann die Stromerzeugung durch einen Bypass gedrosselt werden /OKL 20/.

Das externe Stromversorgungssystem kann so konfiguriert werden, dass es den spezifischen Anforderungen des Kunden gerecht wird. Das Stromversorgungssystem ist so ausgelegt, dass alle Lasten vor Ort durch die Anlage mit Strom versorgt werden /OKL 20/.

### 3.6 Leittechnik

Das Leittechniksystem umfasst alle Komponenten und Systeme, die zur Überwachung und Steuerung des Aurora-Reaktors erforderlich sind. Es umfasst die folgenden Teilsysteme /OKL 20/:

- Reaktorschutzsystem (zur Schnellabschaltung des Reaktors)
- Reaktivitätsmanagementsystem

- 
- Leittechniksystem der Anlage
  - Informationsanzeigesystem

Alle Teilsysteme der Leittechnik stützen sich bei der Instrumentierung und Steuerung auf gemeinsam verwendete Sensoren und anderer Komponenten (siehe unten). Im Folgenden werden die Systeme kurz beschrieben /OKL 20/:

### **Komponenten des Leittechniksystems**

Die Sensoren werden von mehreren Teilsystemen der Leittechnik verwendet. Sie messen bestimmte Prozessvariablen, wie beispielsweise die Temperatur der Wärmerohre, den Neutronenfluss (Spaltkammer) und die Position der Kontrollwalzen, die sich im Reaktormodul befinden. Die Grenzwertüberwachung der Prozessvariablen, Steuerungslogik, Motorsteuerungen und Relaislogik sind in den Schaltschränken/Gehäusen untergebracht. Durch die Verwendung redundanter Sensoren, wird der Wartungsaufwand verringert und ein ausgestellter Sensor muss nicht sofort ersetzt werden. So wird beispielsweise die Temperatur eines jeden Wärmerohrs mit drei Thermoelementverbindungen gemessen und der Ausfall eines Sensors ist in der Auslegung berücksichtigt /OKL 20/.

Es gibt drei unabhängige Schaltschränke für die Instrumentierung und zwei unabhängige Schaltschränke für die Steuerung, die sich im Maschinenhaus befinden. Die Gehäuse sorgen für eine physische Trennung der Mess- und Steuerungskomponenten sowie anderer Funktionen, die für den kontinuierlichen Betrieb der Anlage erforderlich sind /OKL 20/.

Das Reaktorschutzsystem, das Reaktivitätsmanagementsystem, das Leittechniksystem der Anlage und das Informationsanzeigesystem nutzen gemeinsam alle Daten, die von den Sensoren gemessen werden und verwenden die Komponenten der Schaltschränke. Das Reaktivitätsmanagementsystem, das Leittechniksystem der Anlage und das Informationsanzeigesystem verwenden gespeicherte Daten, eigens entwickelte Softwareprodukte und Rechenressourcen, die sich in Rechnerschränken befinden /OKL 20/.

Die drei Schaltschränke für die Instrumentierung sind redundant aufgebaut. Die analogen Signale werden an jeweils einen der drei Schaltschränke geleitet, wo die Signale verarbeitet und digitalisiert werden. Zudem werden Prozessvariablen auf eine Grenzwertüberschreitung ausgewertet und bei Überschreitung wird ein ausfallsicheres digitales Signal an die Steuerlogik weitergeleitet. Dieses Signal wird redundant an beide Schränke der Steuerung geleitet. Die digitalisierten Daten werden an einen Computer in den Rechnerschränken zur Analyse, Aufzeichnung und Anzeige weitergeleitet /OKL 20/.

Die Schaltschränke zur Steuerung sind zweifach redundant, aber nicht diversitär aufgebaut. In den Schaltschränken werden alle Signale zur Grenzwertüberschreitung zusammenfassend ausgewertet und entsprechende Reaktorschutz-Auslösesignale erzeugt, um die Abschaltstäbe und die Kontrollwalzen zu steuern. Dabei werden die Signale der Grenzwertüberschreitung in den beiden Schaltschränken redundant ausgewertet, um in jedem Schaltschrank ein unabhängiges Reaktorschutzsignal zu erzeugen. Die beiden Reaktorschutzsignale werden so kombiniert, dass auch eine Reaktorabschaltung erfolgt, wenn einer der beiden Schaltschränke ausfällt. Die Ansteuerung der Kontrollwalzen, der Abschaltstäbe und der Energieerzeugung erfolgt immer nur von einem Schaltschrank, wobei eine Umschaltung zwischen den Schränken möglich ist. Die Steuerschränke erhalten analoge Rückmeldungen von den Positionssensoren für die Kontrollwalze und die Abschaltstäbe. Die Rückmeldung der Sensoren erfolgt zweifach redundant, um den Ausfall eines Schaltschranks in der Anlagenauslegung zu berücksichtigen /OKL 20/.

Die Prozessvariablen werden mit handelsüblichen Grenzwertmeldern überwacht, die sich in den Leittechnikschränken befinden. Zur Überwachung der Prozessvariablen werden ein oberer und ein unterer Grenzwert manuell konfiguriert. Überschreitet die Prozessvariable die Grenzwerte, wird die zugehörige Spule stromlos, wodurch die Relaiskontakte geschlossen werden und ein Fehlersignal an den Schaltschrank der Steuerung gesendet wird. Auch bei Verlust der externen Stromversorgung wird der Relaiskontakt geschlossen. Die Grenzwertmelder sind so konfiguriert, dass sie ein Fehlersignal senden, wenn der Sensor abgeschaltet ist, wenn der Sensor vom Grenzwertmelder getrennt wird und auch einige Sensorausfallmodi können durch den Grenzwertmelder erkannt werden. Die Grenzwertmelder sind verriegelt und für das Personal vor Ort nicht zugänglich /OKL 20/.

## Das Reaktorschutzsystem

Das Reaktorschutzsystem kann zum Schutz des Personals, des Reaktors und der Anlage eine Reaktorschnellabschaltung auslösen. Das Reaktorschutzsystem ist mit fest verdrahten ausfallsicheren Schaltkreisen aufgebaut und verwendet keine Computer oder gewerbliche Softwareprodukte. Die Werkstoffe und Bauteile des Reaktorschutzsystems sind so gewählt, dass sie die Menge an entflammbarer Material reduzieren und die Brandschutznormen erfüllen. Reaktorschutzsignale können automatisch als Reaktion auf einen abnormalen Zustand der Anlage oder manuell durch das Personal vor Ort ausgelöst werden. Bei der automatischen Auslösung werden Signale aus mehreren unterschiedlichen Quellen ausgewertet und von der Steuerlogik wird dann gegebenenfalls ein Reaktorschutzsignal an die Abschaltstäbe gesendet, um den Reaktor abzuschalten /OKL 20/.

---

Für die manuelle Reaktorschnellabschaltung (RESA) gibt es mehrere Schalter im Kraftwerk, die von den Operatoren betätigt werden können und die über einen fest verdrahteten Schaltkreis direkt eine Reaktorschnellabschaltung auslösen /OKL 20/.

Die Auslegungsgrundlagen für das Reaktorschutzsystem sind folgendermaßen definiert:

- Das Reaktorschutzsystem überwacht die Prozessvariablen des Reaktors und sendet ein Reaktorschutzsignal, wenn eine Prozessvariable einen Grenzwert überschreitet.
- Das Reaktorschutzsystem sendet innerhalb einer festgelegten (ausreichend kurzen) Zeitspanne nach dem Überschreiten eines Grenzwertes ein Reaktorschutzsignal an das Abschaltstabsystem, um Schäden am Reaktor zu vermeiden.
- Das Reaktorschutzsystem kann manuell betätigt werden, um ein Reaktorschutzsignal zu senden.
- Das Reaktorschutzsystem erfordert ein „bewusstes Handeln“, um ein Reaktorschutzsignal zurückzusetzen und das System wieder in den Normalbetrieb zurückzuführen.
- Das Reaktorschutzsystem ist gegen unbefugte Konfigurationsänderungen geschützt.
- Das Reaktorschutzsystem ist ausfallsicher.

Das Reaktorschutzsystem kann während des Leistungsbetriebs periodisch geprüft werden und kann auch vom Leittechniksystem der Anlage Auslösesignale empfangen /OKL 20/.

Eine Auslösung der Reaktorschnellabschaltung erfolgt, wenn die von Sensoren überwachten Prozessvariablen außerhalb ihrer eingestellten Grenzwerte liegen. Ein Grenzwertwächter oder Sensor sendet bei Überschreitung der Grenzwerte ein ausfallsicheres digitales Signal an die Steuerungslogik, das anzeigt, dass eine Prozessvariable einen Grenzwert überschritten hat. Es werden dann die Signale von den unterschiedlichen Sensoren zusammengefasst und die Steuerungslogik bestimmt, ob eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst werden muss. Bei den folgenden Zuständen, die mit einer Überschreitung von Grenzwerten einhergehen, wird ein Signal an die Steuerungslogik gesendet /OKL 20/:

- Temperatur im Reaktor zu hoch
- Temperatur im Reaktor zu niedrig
- Leistung des Reaktors zu groß (Grenzwert bei 4,2 MW<sub>th</sub> thermischen Leistung oder 5% über der genehmigten thermischen Leistung)
- Reaktor Periode zu klein (nicht kürzer als 5 s)

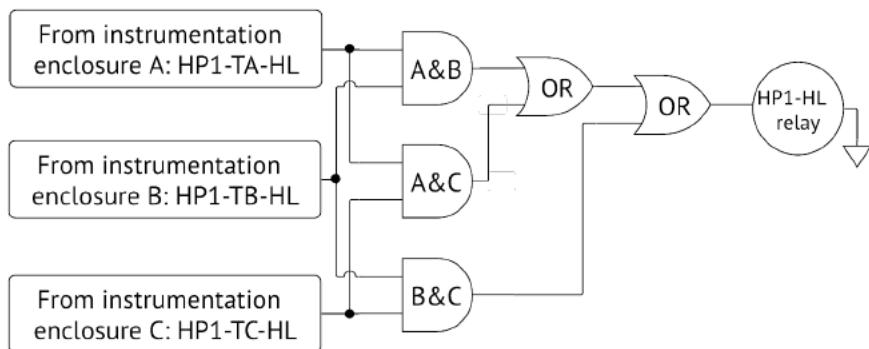
Die Grenzwerte sind konservativ ausgelegt, um Schäden am Reaktor zu verhindern. Die Grenzwerte sind teilweise abhängig vom Anlagenzustand (Anfahren, Leistungsbetrieb). Gemäß /OKL 20/ ist die Überschreitung des Temperaturgrenzwertes im Reaktor der einzige Zustand, der eine Auslösung erfordert, um die Sicherheitsziele zu erreichen, während die anderen Grenzwerte einem Defense-in-Depth-Ansatz entsprechen und dem Schutz des Inventars der Anlage dienen /OKL 20/.

Alle Geräte, die eine Reaktorschnellabschaltung auslösen können, sind in der Logik der Reaktorschnellabschaltung in Reihe geschaltet. Wenn sich eines oder mehrere dieser Geräte in der Auslöselogik im ausgelösten Zustand befinden, ist der Ausgang der Auslöselogik niedrig, so dass ein Reaktorschutzauslösesignal gesendet wird und die Magnete der Abschaltstäbe stromlos werden /OKL 20/.

In Abbildung Abb. 3.3 ist die Logik der Reaktorschutzauslösung dargestellt. Dabei ist zu erkennen, dass zwei oder mehrere Temperaturmess-Kanäle ein Signal der Grenzwertüberschreitung liefern müssen, um den Reaktorschutz auszulösen /OKL 20/.

Während des Anfahrens und im Leistungsbetrieb müssen zwei redundante Reaktorschutzauslösekreise funktionsfähig sein, wobei jeder Auslösekreis allein den Reaktor abschalten kann. Sobald einer der beiden Abschaltkreise eine Auslösung signalisiert, kommt es zur Abschaltung. Jeder Reaktorschutzauslösekreis verfügt über einen Bypass-Schalter, der aktiviert werden kann, um den Ausgang des überbrückten Reaktorauslösekreises im „nicht-ausgelösten Zustand“ zu halten. Der Reaktorschutzauslösekreis, der nicht überbrückt wird, funktioniert weiterhin normal. Die gleichzeitige Aktivierung beider Bypass-Schalter des Reaktorschutzauslösekreises führt zu einer Reaktorschnellabschaltung. Durch die Aktivierung des Bypass-Schalters wird ein Timer gestartet, der zu nach Ablauf der Zeit zu einer RESA führt. Während des Anfahr- und Leistungsbetriebs kann eine Überbrückung des Reaktorschutzauslösekreises im Timer auf bis zu 7 Tage gestellt werden. Wird der Bypass innerhalb dieser Frist nicht wieder aufgehoben, erfolgt nach Ablauf der Frist nach einer Minute eine RESA. Wenn ein Reaktorschutzauslösekreis nicht funktionsfähig ist und nicht überbrückt wird, löst das Reaktorschutzsystem automatisch innerhalb von 5 Sekunden eine RESA aus. Wenn zwei Reaktorschutzauslösekreise nicht funktionsfähig oder überbrückt sind, löst das Reaktorauslösersystem innerhalb von 5 Sekunden automatisch eine RESA aus.

Simplified aggregation logic for heat pipe 1 upper temperature limit in control enclosure 1:



**Abb. 3.3** Logik der Reaktorschutzauslösung. Entnommen aus /OKL 20/

Der Reaktorschutz überwacht auch die Stromversorgung der Schaltschränke, die über unabhängige Stromkreise von einem Stromverteiler versorgt werden. Im Falle eines Stromausfalls werden die Schränke über eine Notstrom-Batterie mit Strom versorgt und es wird ein Timer aktiviert, der eine RESA auslöst, falls die Stromversorgung des Schaltschanks nicht vor Ablauf des Timers wiederhergestellt ist. Das betroffene Steuergehäuse arbeitet nach der Reaktorschutzauslösung mit Hilfe der Pufferbatterie weiter, um den Status des Reaktors zu überwachen.

Die thermische Leistung wird neben dem Reaktorschutzsystem auch vom Anlagenleitsystem überwacht, das ähnlich dem Begrenzungssystem arbeitet. Es steuert aktiv die Anlagenparameter, um eine Leistung bis zur genehmigten thermischen Leistung zu erzeugen. Überschreitet die Reaktorleistung die genehmigte thermische Leistung, ergreift das Anlagenleitsystem automatisch Maßnahmen zur Reduzierung der thermischen Leistung. Ist die Reaktorleistung innerhalb von 60 Minuten nicht unter die genehmigte thermische Leistung abgesenkt worden, löst das Anlagenleitsystem innerhalb von 1 Minute eine Reaktorabschaltung aus. Werden Grenzwerte des Reaktorschutzes überschritten, dann erfolgt die Abschaltung des Reaktors sofort.

Die Abschaltlogik bleibt nach einer Reaktorauslösung im Auslösezustand verriegelt. Nachdem die Bedingung, die die Abschaltung ausgelöst hat, behoben ist, muss der Benutzer die Abschaltung des Reaktors durch Drücken einer Taste aufheben.

## Das Reaktivitätsmanagement

Das Reaktivitätsmanagementsystem überwacht Leistungsparameter im Reaktor und kann die Kernreaktivität einstellen. Die Hauptfunktion des Reaktivitätsmanagementsystems ist die Steuerung der Rotation der drei Kontrolltrommeln (siehe Abschnitt 3.1) zur Aufrechterhaltung der Kernkritikalität unter Berücksichtigung mehrerer Variablen, darunter Neutronenfluss, Temperatur und Position der Kontrolltrommeln.

- Das Anlagenleitsystem:

Das Anlagenleitsystem dient der anlagenweiten Prozessüberwachung und -steuerung, sowie der Anlagenautomatisierung und Alarmanzeige. Alarme können vor Ort im Kontrollraum und auch an anderen Stellen außerhalb des Standorts angezeigt werden.

- Anfahr- und Abschaltfähigkeit:

Das Anlagenleitsystem kann die *obere* Grenzwertüberwachung des Reaktorschutzsystems nicht außer Kraft setzen oder die Sollwerte der Prozessgrenzwertüberwachung ändern. Das Anlagenleitsystem kann jedoch die *unteren* Grenzwerte zum Zweck des Anfahrens des Reaktors umgehen.

Zudem kann das Anlagenleitsystem automatische Reaktorschutzauslösungen auslösen, die zusätzliche Defense-in-Depth-Maßnahmen zum Reaktorschutz darstellen. Beispiele für solche Reaktorschutzauslösungen durch das Anlagensteuerungssystem sind die „Auslösung des Sekundärkreis“, um sicherzustellen, dass das Energieumwandlungssystem eine ausreichende Wärmesenke für den Reaktor bereitstellt und die „Auslösung bei zu langer Einfallzeit eines Abschaltstabs“.

- Überwachungs- und Aufzeichnungsfähigkeiten:

Das Anlagenleitsystem überwacht anlagenweite Prozessvariablen und speichert die Daten für die Datenspeicherung, die Analyse, die Verwendung durch das Reaktivitätsmanagementsystem und die Verwendung durch das Informationsanzeigesystem. Die anlagenweiten Prozessdaten werden auch zur Auslösung akustischer und optischer Alarme verwendet.

- Funktionsfähigkeit der Steuerung:

Das Anlagenleitsystem steuert auch die Motorsteuerungen für die Motoren des Abschaltstabsystems und der Kontrolltrommeln. Nachdem der Operator das Anfahren eingeleitet hat, werden durch das Anlagenleitsystem eine Reihe von vorprogrammierten Aktionen durchgeführt, um die Aurora auf volle Leistung zu bringen /OKL 20/.

### **3.7 Wartenkonzept**

Es gibt mehrere manuelle Aktionen, die von einem Benutzer durchgeführt werden können. Während des normalen Betriebs sind die manuellen Benutzeraktionen minimal, und die meisten manuellen Benutzeraktionen werden voraussichtlich außerhalb des normalen Betriebs auftreten.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

### **3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Personellen Betriebsordnung vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Personellen Betriebsordnung veröffentlicht werden.

## 4 IT-Sicherheit

Die von der NRC geforderten Informationen zu einem Cyber-Sicherheitsplan (cyber security plan) liegen noch nicht vor.

Aus der allgemeinen Beschreibung geht hervor, dass das Reaktorschutzsystem keine Computer oder kundenspezifische Software verwendet und von Computernetzwerken isoliert ist, um den Fernzugriff zu verhindern. Zudem befindet sich das System in einem zugangskontrollierten Bereich, um den physischen Zugang zu begrenzen und konfigurierbare Komponenten sind über Maßnahmen zur Zugriffskontrolle geschützt. Die Zugangskontrollen werden im Plan zur physischen Sicherheit erläutert.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur IT-Sicherheit vor. Die NRC hat den Genehmigungsantrag von Oklo am 6. Januar 2022 abgelehnt, da Informationen zu mehreren wichtigen Themen für den Aurora SMR fehlten.

Sollte das Genehmigungsverfahren wieder aufgenommen werden und weitere Informationen zur IT-Sicherheit, Wartenkonzept, Kommunikationskonzept etc. veröffentlicht werden, können diese ihm Rahmen eines Folgevorhaben ergänzt werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das Aurora SMR-Konzept zeichnet sich durch seinen minimalistischen Umfang an erforderlicher Gebäudeinfrastruktur sowie einem für die Öffentlichkeit transparenten und buchstäblich nahbaren Reaktorgebäude aus. Aus Sicht der Sicherung gemäß /IAE 11/ ist dieses Konzept unter Berücksichtigung des angereicherten UZr Kernbrennstoffs mit 19,75% U-235, der Kategorie II (ohne Freisetzungsbetrachtung) zuzuordnen. Daraus leiten sich die entsprechenden Anforderungen an die Sicherung ab.

### SMR-Standorteigenschaften

Oklo Power sieht für das Aurora Konzept ein Errichten des Reaktorgebäudes auf einem eigenen Grundstück in der unmittelbaren Umgebung von anderen kerntechnischen Einrichtungen des Idaho National Laboratory (Idaho, USA) vor /OKL 20/. Das Aurora Gelände befindet sich dabei aber nicht in einem gesondert abgegrenzten bzw. geschützten Bereich, sondern ist öffentlich über eine Straße erreichbar. Die nächste größere Ortschaft bzw. Stadt Idaho Falls, befindet sich in 45 km Entfernung.

Die Dimensionen des Anlagengeländes sind mit ca. 0,41 ha angegeben (siehe Tab. 2.1). Mit diesem Flächenbedarf gehört das Aurora SMR-Konzept zu den Konzepten mit den kleinsten Anlagenlayouten. Das Anlagengelände wird explizit als ein uneingeschränkter Bereich bezeichnet. Es ist nicht von einem Perimeter umgeben und besitzt dementsprechend auch keine Einrichtungen zur Detektion und Verifikation von Eindringversuchen /OKL 20/. Somit ergibt sich auch keine Verzugszeit für potenzielle Angreifer, bis sie das Reaktorgebäude erreichen bzw. betreten. Dieses sehr nahbare Konzept ohne augenscheinliche Sicherungsmaßnahmen am Standort bietet kein abschreckendes Potential auf Dritte.

Auf dem Anlagengelände befindet sich das Reaktorgebäude sowie zwei kleine Gebäude jeweils für die Umspannung sowie für die Wärmesenke. Ein Perimeter ist nicht vorhanden, dass Gelände ist öffentlich zugänglich ohne jegliche Beschränkungen oder Kontrollen.

Mangels Sicherungseinrichtungen (s.u.) können keine sicherungsrelevanten Bereiche identifiziert werden. Gemäß /IAE 11/ Bei dem Anlagengelände um den zutrittsbeschränkten Bereich, bei dem Reaktorgebäude um den geschützten Bereich und bei dem Reaktorraum um den Inneren Bereich handeln.

### Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Das Reaktorgebäude ist in drei Raumbereiche eingeteilt, das Atrium, der Hilfsanlagenraum und der Reaktorraum, welcher sich unterhalb der GOK befindet, also ins Erdreich eingelassen ist. Innerhalb des Reaktorgebäude sollen Türen Brandschutzaufgaben erfüllen. Ihnen ist jedoch im Gegensatz zu Türen mit Sicherungsfunktion keine erhöhte Widerstandsfähigkeit zu unterstellen. Aufgrund der geringen Aktivität des Kernbrennstoffs werden auch keine baulichen Maßnahmen für den Strahlenschutz hervorgehoben bzw. scheinen diese durch die ins Erdreich eingelassene Bauweise erforderlich (Bsp.: Außenwand aus bewehrtem Stahlbeton entsprechender Dicke), welche für die Sicherung kreditiert werden könnten. Das Powerhouse besitzt neben einer Eingangstür zum Atrium ein Tor auf der Rückseite zum Beladen des Kernbrennstoffs. Es besitzt zusätzlich Fenster, die sich nicht über das Atrium sondern vermutlich auch über den Reaktorraum und den Hilfsanlagenraum erstrecken.

Aufgrund der Aufteilung in drei Raumbereiche sowie der Anwesenheit von lediglich zwei Mitarbeitern (siehe unten) erscheint es nicht plausibel, dass sich Aufenthaltsräume für Sicherungspersonal, eine Alarmzentrale oder Räumlichkeiten zur Koordination von Sicherheitspersonal mit Eingreifkräften vor Ort befinden.

Wie in 3.3 beschrieben, sind mehrere sicherheitstechnische Barrieren um den Kernbrennstoff vorhanden. Durch die verhältnismäßig geringe Menge entstehender Spaltprodukte – aufgrund des geringen Abbrandes des Kernbrennstoffs – soll nur ein kleiner Teil aus der Brennstoffmatrix freigesetzt werden, die die erste Barriere darstellt. Die Wände der Reaktorzellen stellen die nächste Barriere dar, gefolgt von dem Kernbehälter und der äußeren Hülle des Reaktormoduls, obwohl sie nicht als solche ausgewiesen sind /OKL 20/.

### Technische Sicherungseinrichtungen

Da das Anlagengelände öffentlich zugänglich ist, ist auch kein Perimeter mit Sicherungsfunktion am Standort vorhanden (Abb. 2.1). An einer solchen Sicherungslinie werden technische Systeme zur Detektion, Alarmierung und Verifizierung angebracht. Diese entfallen daher beim Aurora Konzept.

Ob für das Betreten des Reaktorgebäudes oder den Übergang zu den einzelnen Räumen im Reaktorgebäude eine Zutrittskontrolle, bzw. -beschränkung vorgesehen ist, kann aus den Unterlagen nicht entnommen werden /OKL 20/. Da kein Sicherungspersonal am Standort präsent ist (s.u.) können auch keine Gegenmaßnahmen im Falle von SEWD ergriffen werden, daher erscheint es ebenfalls plausibel, dass das Reaktorgebäude nicht durch Detektionssysteme, eine Einbruchmeldeanlage oder Überwachungskameras geschützt wird.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Das Reaktorgebäude soll permanent lediglich mit zwei Mitarbeitern besetzt sein, die den Anlagenzustand überwachen, sich um Belange des Strahlenschutzes kümmern und Aufgaben der Anlagensicherung übernehmen sollen. Technischer Support durch entsprechendes Personal vor Ort wird lediglich beim Hochfahren und Beladen des Reaktors bereitgestellt. Es wird explizit darauf verwiesen, dass dieses Personal während des regulären Betriebs nicht vor Ort ist /OKL 20/.

Das Vorhandensein von zusätzlichem Sicherungspersonal ist daher ebenfalls nicht vorgesehen und erscheint aufgrund des Raumkonzepts auch nicht als plausibel anzunehmen (s.o.). Die fehlenden Räumlichkeiten einer Alarmierungszentrale stellen auch die Möglichkeit einen Notruf zur Anforderung von Eingreifkräften im Fall von SEWD abzusetzen in Frage. Unter der Annahme, dass im Fall von SEWD eine unbekannte Alarmierungseinrichtung am Reaktorgebäude oder das Personal vor Ort einen Notruf absetzt, ist mit einer hohen Verzugszeit zu rechnen, da die nächste Ortschaft in etwa 45 km gelegen ist.

Das Fehlen von sonstigem Sicherungspersonal bzw. einer signifikanten Anzahl von technischem Personal bietet keinen Schutz gegen einen potentiellen Innenräuber. Bei einer Besetzung von zwei Personen kann eine zwei-Personen-Regel durch unvermeidbare Abwesenheitszeiten (z.B. Toilettengang) nicht konsequent angewandt werden. Auch das Wissen, dass es keine weiteren Personen vor Ort gibt, die eine SEWD-Handlung entdecken oder ihr entgegenwirken können, bietet keine ausreichende Abschreckung gegen potenzielle Innenräuber.

### **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Das Aurora Konzept sieht vor, den Reaktor vor dem Erstbetrieb zu beladen und bis zum Ende der Betriebszeit keinen Brennstoffwechsel vorzunehmen. Aufgrund der geringen Leistung des Reaktors soll die initiale Beladung für einen Betrieb von bis zu 20 Jahren ausreichen. Dementsprechend sind auch keine Lagerbereiche oder -becken für abgebrannten oder

frischen Kernbrennstoff vorhanden. Für die initiale Beladung wird ein Gebäudekran verwendet, welcher nach Beendigung dieser Beladung außer Betrieb gesetzt wird, bis das Ende der Betriebszeit erreicht wird /OKL 20/.

Die verfügbaren Unterlagen geben lediglich den Hinweis auf Vorhandensein eines batteriebasierten Systems zur Notstromversorgung. Möglicherweise könnten hier Sicherungseinrichtungen angeschlossen werden.

Aktivitätsführende Bereiche sind auf den Reaktorraum im Reaktorgebäude beschränkt.

## 6 Stand der Realisierung

Oklo Power stand ab dem Jahr 2016 bezüglich des Aurora Powerhouse im Rahmen von Pre-Application-Activities im Kontakt mit der NRC. Im März 2020 reichte Oklo Power einen Antrag für eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung bei der Behörde ein. Die Anlage sollte auf dem Gelände des Idaho National Laboratory (INL) errichtet werden. Der Antrag wurde zunächst zur Überprüfung angenommen, im Januar 2022 jedoch abgelehnt. Als Grund dafür gab die NRC an, dass die unterbreiteten Informationen zu relevanten Themen nicht ausreichend gewesen seien. Oklo Power hatte angekündigt, Ende des Jahres 2022 mit einer revidierten Version der Unterlagen erneut eine Genehmigung beantragen zu wollen /BNN 22/ und nahm zunächst die Pre-Application Activities mit der NRC wieder auf. Seitdem wurden verschiedene Themen, wie beispielsweise Technologien zum Brennstoffrecycling, Fragen der Sicherung, die Quelltermmodellierung und Sicherheitsklassifizierung, diskutiert. /NRC 23/ Bislang wurde jedoch noch kein neuer Genehmigungsantrag eingereicht.

Außer dem Bau der Demonstrationsanlage am INL plant Oklo inzwischen zwei weitere Projekte zur Realisierung des Aurora Powerhouse. Im Mai 2023 unterzeichneten Oklo und die Southern Ohio Diversification Initiative eine Vereinbarung, in der es um den Bau von zwei weiteren Aurora Powerhouse Anlagen geht. /OKL 23/ Darüber hinaus wurde Oklo Power von der Defense Logistics Agency Energy im Auftrag der United States Air Force und dem Department of Defense als möglicher Vertragspartner ausgewählt. Dabei geht es um den Bau eines Reaktors auf dem Gelände der Eielson Air Force Base in Alaska, der den Militärstützpunkt mit Strom und Dampf versorgen soll. /OKL 23a/

## 7 Quellen

- /BNN 22/ Business News Network Bloomberg, Wade, W.: How to Speed Up the Rollout of Small Nuclear Power Plants, 10.05.2022, online: [How to Speed Up the Rollout of Small Nuclear Power Plants - BNN Bloomberg](#), Zugriff: 07.09.2022.
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /NRC 23/ US Nuclear Regulatory Commission: Oklo Aurora Powerhouse, 28.08.2023, online: [Oklo Aurora Powerhouse | NRC.gov](#), Zugriff: 20.10.2023.
- /OKL 20/ Oklo Power: Combined License Application, Part II: Final Safety Analysis Report, 2020, verfügbar unter: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/lwr/col/aurora-oklo/documents.html>, Zugriff: 07.09.2022.
- /OKL 23/ Oklo Power: Oklo Announces Sites for Two Power Plants in Southern Ohio, 18.05.2023, online: [Oklo Inc. - Oklo Announces Sites for Two Power Plants in Southern Ohio](#), Zugriff: 20.10.2023.
- /OKL 23a/ Oklo Power: Oklo Tentatively Selected to Provide Clean and Resilient Power to Eielson Air Force Base, 31.08.2023, online: <https://oklo.com/newsroom/news-details/2023/Oklo-Tentatively-Selected-to-Provide-Clean-and-Resilient-Power-to-Eielson-Air-Force-Base/default.aspx> Zugriff: 20.10.2023.

## Abkürzungsverzeichnis

INL	Idaho National Laboratory
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OBE	engl. Operating Basis Earthquake, dt. Auslegungserdbeben

## A.3 SMR-Steckbrief: „BWRX-300“

### 1 Einleitung

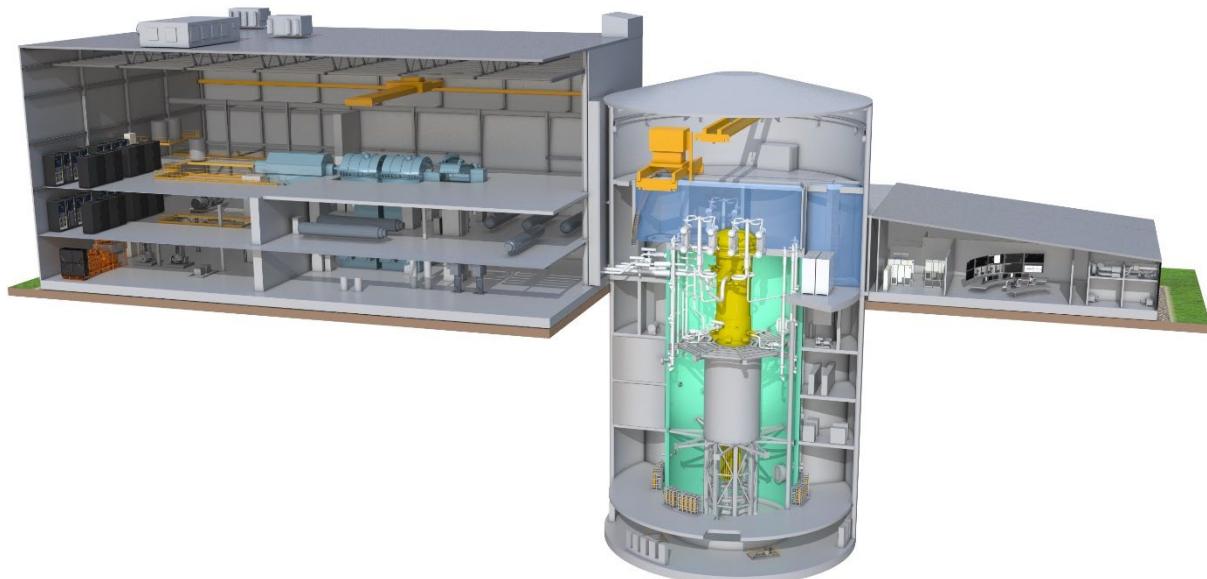
Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Beim BWRX-300 handelt es sich um ein SMR-Konzept von GE Hitachi Nuclear Energy (GEH). In der Bezeichnung steht BWR für Siedewasserreaktor (engl. Boiling Water Reactor), das X bezeichnet die zehnte Generation innerhalb der Entwicklungsreihe von GEH. Damit folgt der BWRX-300 auf den Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR), der in den USA bereits über eine Bauartgenehmigung verfügt.

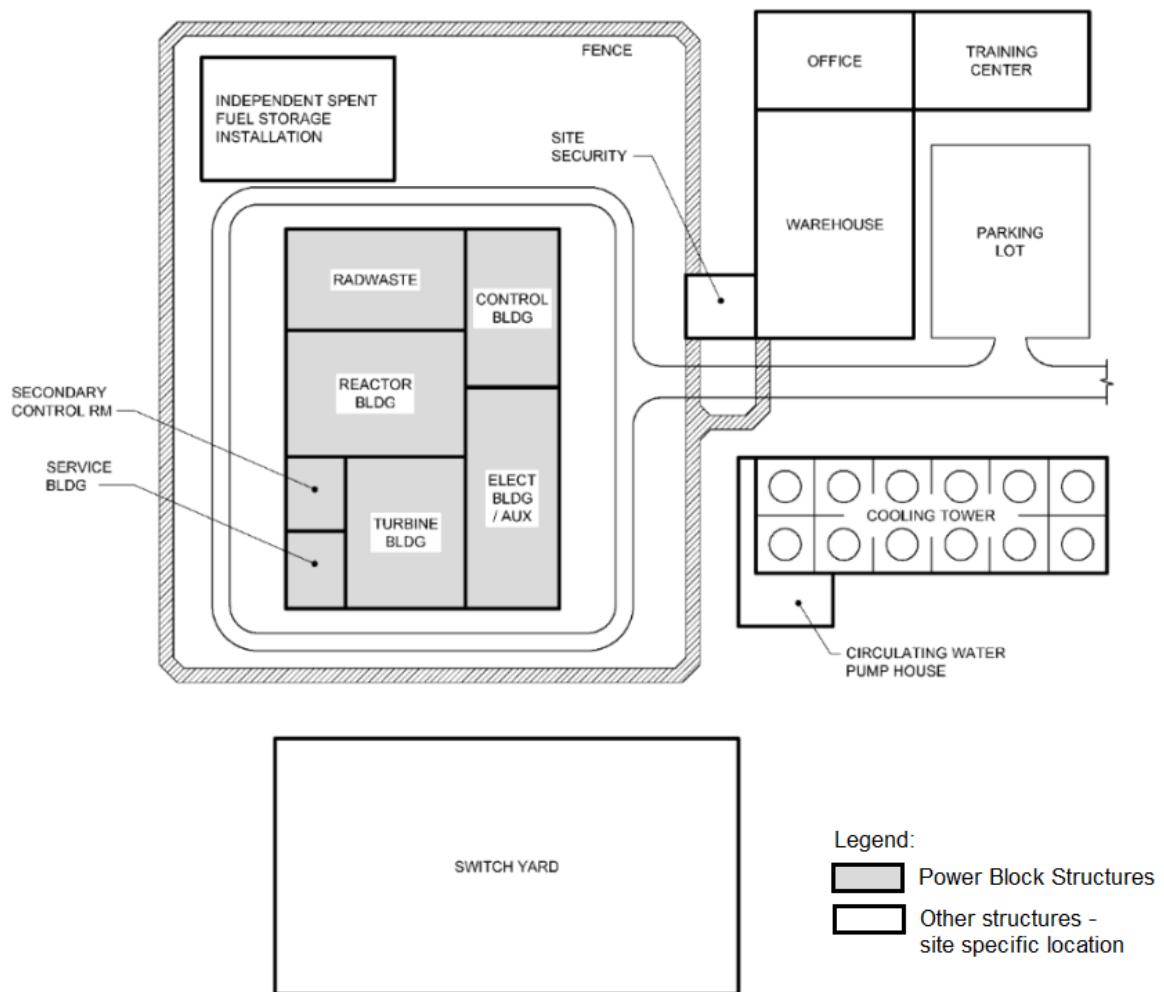
### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Beim BWRX-300 (Abb. 2.1) handelt es sich um einen Siedewasserreaktor mit einer Leistung von  $870 \text{ MW}_{\text{th}}$  ( $270\text{-}290 \text{ MW}_{\text{e}}$ ), bei dem Leichtwasser sowohl als Kühlmittel als auch als Moderator eingesetzt werden soll. Er ist primär für die Grundlastversorgung vorgesehen. Ein Lastfolgebetrieb soll zwischen 50 % und 100 % Leistung möglich sein. Die Wärme des BWRX-300 soll abseits der Stromerzeugung auch für weitere Verwendungsmöglichkeiten, wie z. B. FernwärmeverSORGUNG, die Produktion von Wasserstoff oder synthetischen Kraftstoffen oder weitere industrielle Prozesse nutzbar sein.



**Abb. 2.1** Schnittdarstellung einer Anlage mit BWRX-300 von GE-Hitachi /GEH 22/

Das Anlagengelände (Abb. 2.2) für alle zur Anlage gehörenden Gebäude soll eine Fläche mit einer Länge von 332 m und einer Breite von 280 m einnehmen /IAE 22/. Im sogenannten „Power Block“ mit einer Länge von 140 m und einer Breite von 70 m /IAE 22/ sind das Reaktorgebäude – an drei Seiten umgeben vom Turbinengebäude, Hilfsanlagengebäude, dem Kontrollgebäude, dem Gebäude für radioaktive Abfälle und einer sekundären Warte sowie einem Service-Gebäude – kompakt zusammengefasst. Das Reaktorgebäude soll sich dabei größtenteils unter der Erdoberfläche befinden. Im Kontrollgebäude befinden sich neben der Warte auch elektrische und leittechnische Ausstattung. Außer der Turbine befinden sich im Turbinengebäude der Hauptkondensator sowie Systeme zur Reinigung des Kondensats und zur Rückführung des Speisewassers sowie das Abgassystem. Innerhalb der Umzäunung befindet sich zudem ein zusätzliches Lager für gebrauchte Brennelemente. Ein Gebäude für die Sicherung ist an der Zufahrtsstraße im Bereich des Zauns vorgesehen. Daran schließen sich ein Lager, Bürogebäude und ein Ausbildungszentrum an, die sich, ebenso wie die Kühltürme mit dem Pumpengebäude und den Umspannanlagen außerhalb der Umzäunung befinden. /IAE 19/



**Abb. 2.2** Anlagenlayout für den BWRX-300 /IAE 19/

Technische Daten des BWRX-300 sind in Tab. 2.1 zusammengefasst.

**Tab. 2.1** Betriebsparameter des CAREM-25 /IAE 19/

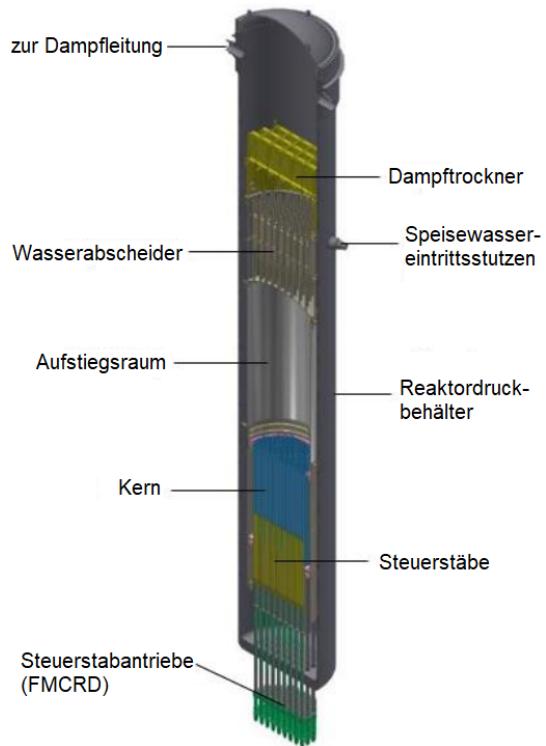
Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	SWR
Leistung	870 MW <sub>th</sub> / 270-290 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	60 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Leichtwasser / Leichtwasser
Kühlmittelumwälzung	Naturumlauf
Primärkreisdruck	72 bar
RDB Durchmesser / Höhe	4 m / 26 m
Sicherheitsbehälter	„Primary Containment Vessel“ aus Stahl
Reaktorkern	240 Brennelemente, 92 Brennstäbe pro BE in 10x10 Anordnung
Brennstoff	UO <sub>2</sub> , Zircaloy-2 Hüllrohre
Anreicherung	Durchschnittlich 3,8 %, maximal 4,95 %
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe (B <sub>4</sub> C, Hf)
Neutronengift (Überschussreaktivität)	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	270 °C / 288 °C
Aktive Kernhöhe	3,8 m
Revisionszyklus	12-24 Monate
Personalbedarf Betrieb / Revision	Ca. 75 / k. A.
Dampferzeuger Typ / Anzahl	- / 0
Betriebsart der Dampferzeuger	-
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	-
Sekundärkreisdruck	-
Flächenbedarf	92.960 m <sup>2</sup> (gesamt), 9.800 m <sup>2</sup> (Power Block)
Notfallplanungszone	1 km Radius
Bemessungserdbeben	0,3 g
Lagerkapazität für ausgediente Brenn-elemente	Brennelemente aus 8 Betriebsjahren im BE-Becken
Not-/Nachkühlsysteme	Passives „Isolation Condenser System“

Eigenschaft	Wert
Not-Wechselstromversorgung	Nicht erforderlich
Not-Gleichstromversorgung	Für 24-72 Stunden
Kernschadenshäufigkeit	< $10^{-7}$ /Jahr
Karenzzeit	k. A.
SAMG für Kern / SHB	In-Vessel Melt Retention / passive autokatalytische Rekombinatoren, gefilterte Druckentlastung

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

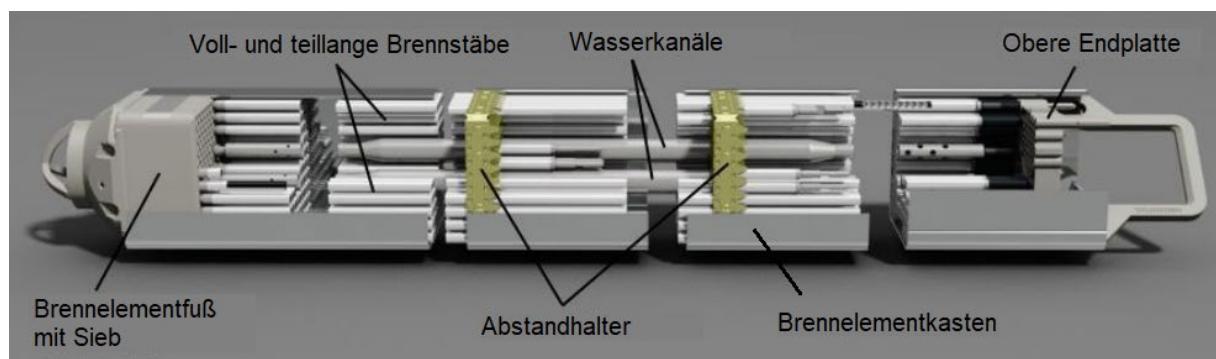
Beim BWRX-300 wird Gebrauch von Systemen und Komponenten gemacht, die bereits bei den Vorgängern Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) und ESBWR eingesetzt wurden. Sie wurden dabei lediglich in ihrer Auslegung an die geringere Größe des SMR angepasst. Hierzu gehören die Steuerstäbe und ihre Antriebe, die Brennelemente, der Reaktordruckbehälter (RDB) und Aufstiegsraum sowie der Wasserabscheider und Dampftrockner.

Der 26 m lange und 4 m im Durchmesser messende RDB (Abb. 2.3) umschließt neben dem Reaktorkern und den von unten einzufahrenden Steuerstäben auch den Aufstiegsraum sowie sich daran nach oben hin anschließende Wasserabscheider und Dampftrockner. Ganz oben, direkt unterhalb des abnehmbaren RDB-Deckels setzen die Dampfleitungen an. Speisewasser wird auf Höhe des Wasserabscheidens eingeleitet. Die Steuerstäbe werden durch sogenannte Fine Motion Control Rod Drives (FMCRD) angetrieben. Die Wandstärke des RDB beträgt 136 mm. Die im Vergleich zu Siedewasserreaktoren mit Zwangsumwälzung große Höhe des RDB mit dem Aufstiegsraum soll die Eigenschaften bezüglich des Naturumlaufs zur passiven Kühlung des Reaktorkerns verbessern.



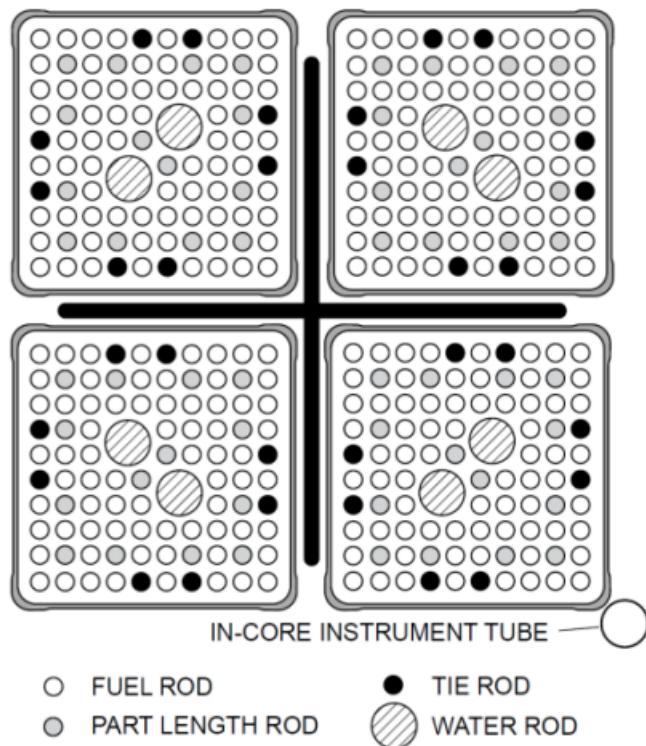
**Abb. 2.3** RDB des BWRX-300 mit Einbauten (modifiziert nach /IAE 19/)

Die Unterseite des Reaktorkerns befindet sich 5,2 m über dem Boden des RDB. Seine aktive Kernhöhe beträgt 3,8 m. Der Reaktorkern wird von einem Kernbehälter umgeben und umfasst 240 Brennelemente vom Typ GNF2 (Abb. 2.4). Ein Brennelement besteht dabei aus 78 Brennstäben mit voller Länge und 14 teillangen Brennstäben (zwei Drittel der aktiven Kernhöhe) in 10x10 Anordnung sowie zwei zentralen Wasserkanälen. Jedes Brennelement wird durch einen Brennelementkasten aus Zircaloy umschlossen. Im Bereich des Brennelementfußes ist ein Sieb integriert, das das Eindringen von Fremdkörpern verhindern soll. Als Brennstoff wird Urandioxid mit einer Anreicherung von U-235 auf durchschnittlich 3,4 % und maximal 4,95 % verwendet. Als abbrennbarer Absorber wird Gadoliniumoxid eingesetzt.



**Abb. 2.4** Brennelement vom Typ GNF2, das auch beim BWRX-300 eingesetzt werden soll (modifiziert nach /IAE 19/)

Abb. 2.5 zeigt einen Querschnitt der Anordnung von vier Brennelementen, zwischen denen jeweils ein Steuerstab mit kreuzförmigem Querschnitt eingefahren wird. Darin ist auch die Anordnung der Brennstäbe und Wasserkanäle sowie der Verbindungsstäbe (Tie Rod) zur mechanischen Stabilisierung der Brennelemente erkennbar.



**Abb. 2.5** Anordnung der Brenn- und Steuerelemente im Kern des BWRX-300 /IAE 19/

Der Reaktorkern wird von unten nach oben vom Kühlmittel durchströmt, wobei es von 270 °C auf 288 °C erhitzt und dadurch bei einem Systemdruck von 72 bar verdampft wird. Die Kühlung des Reaktorkerns erfolgt im Normalbetrieb sowie auch bei Störfällen passiv im Naturumlauf.

### 2.3 Sekundärkreis

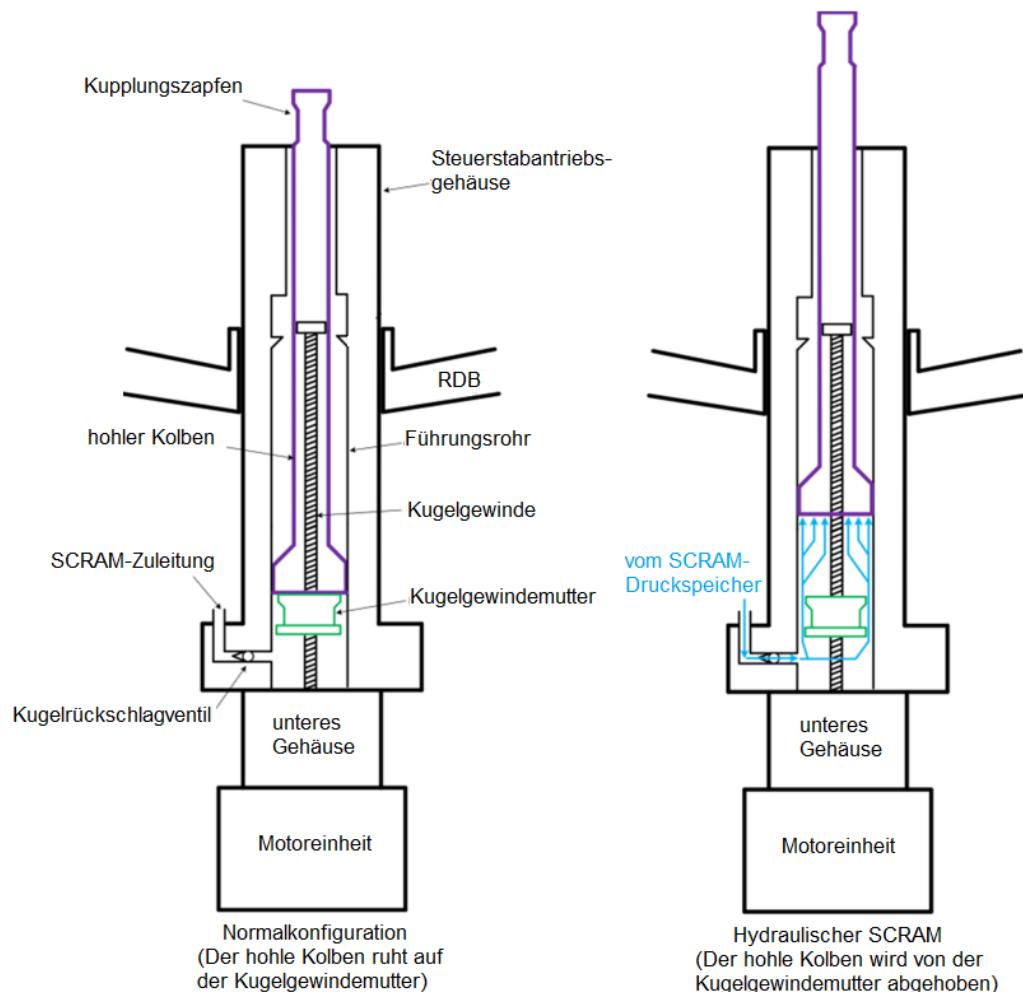
Da es sich beim BWRX-300 um einen Siedewasserreaktor handelt, bei dem der im RDB erzeugte und getrocknete Dampf direkt auf die Turbine geleitet wird, existiert kein Sekundärkreis im eigentlichen Sinne. Für die Stromerzeugung ist die Dampfturbine STF-D650 von GE in Kombination mit dem luftgekühlten Generator TOPAIR von GE vorgesehen /IAE 19/.

### 3 Auslegung

Insgesamt zielt die Auslegung des BWRX-300 darauf ab, große Sicherheitsmargen zu erreichen – z. B. durch großvolumige Strukturen und große Wasservorlagen. Sicherheitssysteme funktionieren passiv, um die Abhängigkeit von der Stromversorgung zu eliminieren.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Die betriebliche Leistungsregelung erfolgt beim BWRX-300 siedewasserreaktortypisch über 57 Steuerstäbe mit kreuzförmigem Querschnitt. Als Neutronenabsorber werden dabei B<sub>4</sub>C und Hafnium verwendet /IAE 22/. Die Steuerstäbe werden von unten in den Reaktorkern eingefahren. Die 57 Antriebseinheiten der Steuerstäbe (Abb. 3.1) ermöglichen sowohl eine feine Regelung der Einfahrtiefe mittels Elektromotoren und Spindelantrieb als auch einen davon unabhängigen hydraulischen Mechanismus zum schnellen Einschießen der Steuerstäbe zur Reaktorschneidabschaltung. Alternativ kann eine Schnellabschaltung des Reaktors über die Injektion eines flüssigen Neutronenabsorbers erfolgen. /IAE 19/

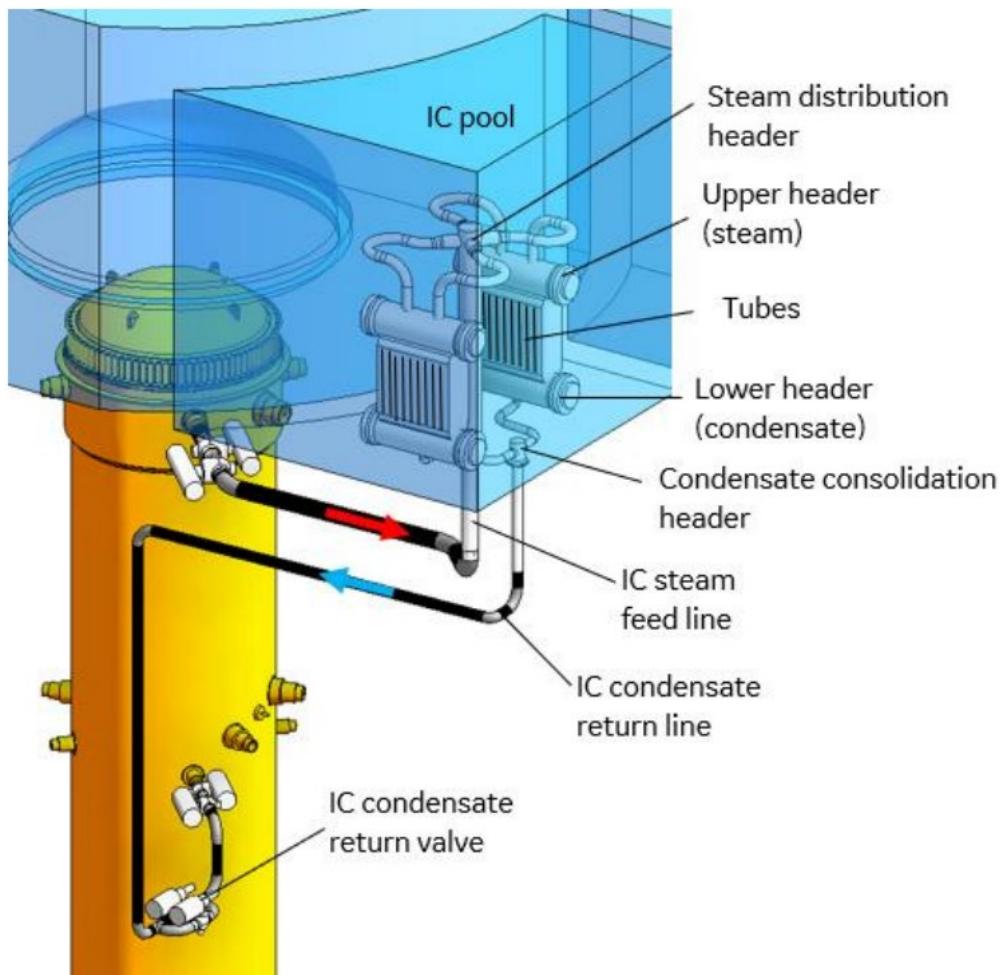


**Abb. 3.1** Antrieb der Steuerstäbe im Normalbetrieb über Kugelgewindetrieb (links) und hydraulisches Einschießen der Steuerstäbe zur Schnellabschaltung (rechts) (modifiziert nach /GEH 21/)

### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

Als Not- und Nachkühlungssystem dient beim BWRX-300 das sogenannte Isolation Condenser System (ICS), das in Abb. 3.2 dargestellt ist. Es ist dreisträngig angelegt und kommt zum Einsatz, nachdem der Reaktor von den sich anschließenden Systemen zur Stromerzeugung isoliert wurde. /IAE 22/ Dann wird der Dampf nicht mehr der Turbine, sondern einem Wärmetauscher je ICS-Strang zugeführt. Diese Wärmetauscher mit einer Übertragungskapazität von je 33 MW<sub>th</sub> befinden sich in dem wassergefüllten Becken oberhalb des RDB, das daher auch als IC-Becken bezeichnet wird. In den Wärmetauschern wird der Dampf durch Wärmeübertragung in das IC-Becken kondensiert, dessen Inventar dadurch verdampft wird. Das Kondensat wird anschließend wieder abwärts in den RDB geleitet. Durch die Anordnung der Komponenten soll die Wärmeabfuhr über das ICS vollständig passiv funktionieren. Das ICS kann sowohl automatisch als auch manuell durch Öffnen des Kondensatrücklaufventils in

Betrieb genommen werden. Das IC-Becken ist so dimensioniert, dass die Kühlung des Reaktors zunächst für sieben Tage sichergestellt sein soll. Um diesen Zeitraum zu verlängern, kann das IC-Becken wieder aufgefüllt werden. /IAE 19/

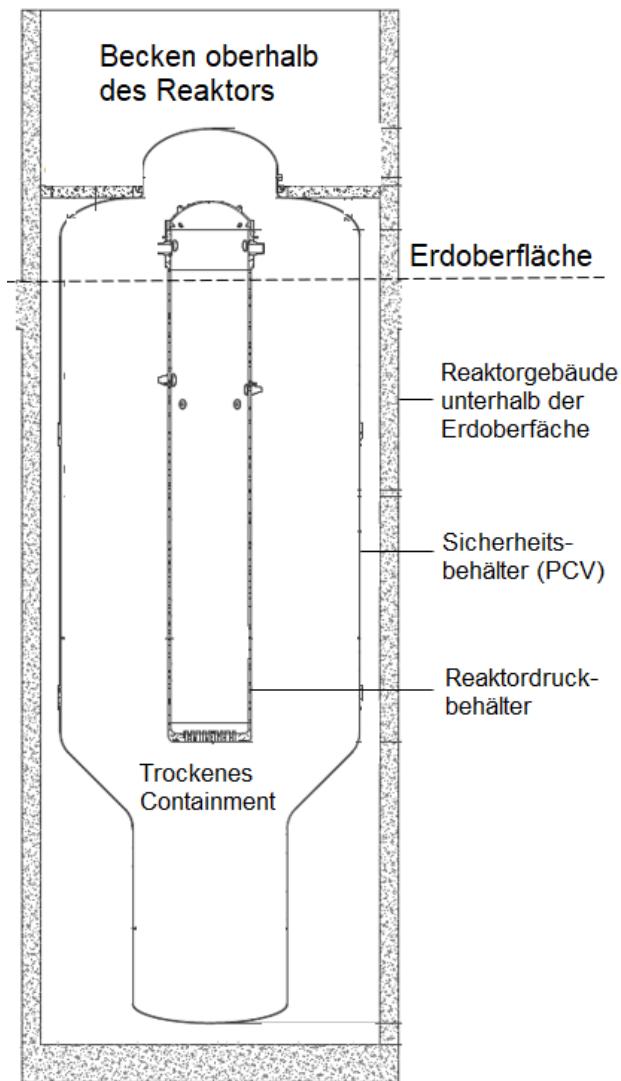


**Abb. 3.2** Einer der vier Stränge des Isolation Condenser System zur Nachzerfallswärmeabfuhr beim BWRX-300 /IAE 19/

Das passive Containment-Kühlsystem (Passive Containment Cooling System, PCCS) stellt ein weiteres passives Sicherheitssystem des BWRX-300 dar. Bei Auslegungsstörfällen dient es dazu, durch Wärmeabfuhr den Innendruck des Containments innerhalb der Auslegungsgrenzen zu halten. Dabei wird Wärme über Wärmetauscher aus dem Sicherheitsbehälter (Primary Containment Vessel, PCV), der den RDB umschließt, aufgenommen und an das IC-Becken abgegeben. Für den Betrieb des PCCS sind weder Sensoren noch leittechnische Elemente oder sonstige aktive Komponenten erforderlich. /IAE 19/

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Eine erste Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte bilden die Hüllrohre der Brennstäbe. Der Reaktorkern wird vom RDB umgeben, der wiederum in einem metallenen Sicherheitsbehälter, dem Primary Containment Vessel (PCV), eingeschlossen ist. Laut /GEH 22a/ kann der PCV auch aus Stahlbeton oder einer Kombination von Stahl und Stahlbeton bestehen. Die Containmentatmosphäre ist mit Stickstoff inertisiert. Rohrleitungen mit einem Durchmesser > 50 mm sind mit Absperrventilen versehen, um den RDB bei Bedarf isolieren zu können. Der PCV wird im Normalbetrieb trocken gehalten und dient insbesondere der Aufnahme des Kühlmittels sowie radioaktiver Spaltprodukte bei Kühlmittelverluststörfällen. Zur Erhaltung der Containmentintegrität bei schweren Unfällen verfügt der PCV über ein System zur gefilterten Druckentlastung. /IAE 19/ Der Sicherheitsbehälter ist in Abb. 3.3 dargestellt. Er ist 44 m hoch und misst 16 m im Durchmesser /IAE 22/.



**Abb. 3.3** Darstellung des Reaktordruckbehälters des BWRX-300 innerhalb des größtenteils unterirdisch angeordneten Sicherheitsbehälters (modifiziert nach /IAE 19/)

### 3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen

Durch die große Höhe des RDB verfügt dieser über eine größere Menge Kühlmittel oberhalb des Kerns, wodurch eine Kernüberdeckung bei Transienten wie Unterbrechungen der Speisewasserzufuhr oder Kühlmittelverluststörfällen, noch für längere Zeit gegeben ist. Somit soll mehr Zeit zur Verfügung stehen, um auf Störfälle zu reagieren. Zudem soll ein Druckaufbau im RDB bei Verlust der Wärmesenke langsamer ablaufen. Dadurch und durch die Möglichkeit Wärme über das ICS abzuführen, soll die Verwendung von Druckentlastungsventilen vermieden werden können. /IAE 19/

Zur Mitigation schwerer Unfälle steht eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters zur Verfügung. Geschmolzenes Kernmaterial soll primär im RDB zurückgehalten werden. Für den Fall, dass der RDB dennoch versagt, ist eine Ausbreitungsfläche für die Schmelze vorgesehen, wo diese auch gekühlt werden kann.

Auch aufgrund der unterirdischen Bauweise des Reaktorgebäudes wird angenommen, dass eine kleinere Notfallplanungszone angesetzt werden kann als bei großen Leichtwasserreaktoren. Ziel des Entwicklers ist, die Evakuierungszone auf das Anlagengelände zu begrenzen. /IAE 19/

### 3.5 Elektrotechnik

Die elektrische Anlage des BWRX-300 ist ein vollständig integriertes Stromversorgungs- und Stromübertragungssystem für das Kraftwerk. Auf Grundlage der Sicherheitsklassifizierung ist das System in Teilsysteme unterteilt. Das elektrische System mit der höchsten Sicherheitsklasse hat die Aufgabe das Leittechniksystem der höchsten Sicherheitsklasse und alle seine mechanischen Komponenten mit Strom zu versorgen.

Jedes Teilsystem verfügt über ein entsprechendes Hard- und Software-Qualitätsniveau (entsprechend den von ihnen versorgten Systemen), um die verschiedenen elektrischen Lasten des Kraftwerks zuverlässig mit Strom zu versorgen. Zudem verfügt jedes Teilsystem über einen Übertragungspfad vom Generator zur Schaltanlage/zum Netz des Versorgungsunternehmens.

Die elektrischen Systeme werden gemäß dem Hersteller von den Operateuren der Anlage angemessen geschützt, überwacht, aufgezeichnet und gesteuert. Verschiedene Segmente des elektrischen Systems der Anlage sind in der Lage, unabhängig zu arbeiten.

Für die Netzintegration benötigt der BWRX-300 nur eine ankommende/abgehende Übertragungsleitung, die für die Anlagenleistung von 300 MW<sub>e</sub>/355 MVA ausgelegt sein muss. Der BWRX-300 ist sowohl in der 50-Hz als auch in der 60-Hz-Variante erhältlich. Dabei sollte die Schaltanlage so aufgebaut sein, dass der Ausfall eines einzelnen Schaltanlagenschalters oder einer einzelnen Schaltanlagensammelschiene nicht zu einem Verlust der Übertragung oder der Eingangsleistung der Anlage führt. Die Schutzsysteme der Schaltanlage sollten zweifach redundant sein, mit separaten Batterien und separaten Ladegeräten. Falls erforderlich, können die Dieselgeneratoren der Anlage die Ladegeräte der Schaltanlage versorgen. Schließlich sollten die verschiedenen Ladegeräte, Batterien und Schutzrelais in einem physisch sicheren und geschützten Gehäuse untergebracht werden. Gemäß den Anforderungen der Federal Energy Regulatory Commission (FERC) (USA) sind diese Geräte als kritische digitale Assets (Critical Digital Assets, CDAs) einzustufen. Die Leittechnik der BWRX-300-Anlage verfügt über die erforderlichen Schnittstellen zu den Schaltanlagen/Schutzrelais. Aus Gründen der Cybersicherheit müssen die Schnittstellen fest verdrahtet werden.

Weiter Eigenschaften des BWRX-300 bei der Netzintegration:

- Lastfolgebetrieb: Der BWRX-300 ist in der Lage täglich im Lastfolgebetrieb zu arbeiten, um die Auswirkungen variabler erneuerbarer Energien zu kompensieren. Die Lastfolge ist jedoch nicht die bevorzugte Methode zur Frequenzregelung.
- Betrieb mit Hausstrom: Die Referenzanlage ist nicht für den Betrieb mit Hausstrom ausgelegt. Gemäß den Herstellerangaben kann dies als Option angeboten werden.
- Lastabwurf ohne Abschaltung: Die Referenzanlage kann standardmäßig keinen Lastabwurf ohne Abschaltung durchführen. Gemäß den Herstellerangaben kann dies jedoch als Option angeboten werden.
- Ausweitung der Abhängigkeit der elektrischen Systeme vom Stromnetz: Es besteht keine Abhängigkeit vom Netz für Sicherheitsfunktionen.
- Anforderungen der Anlage an das Netz (Verfügbarkeit, Stabilität usw.) während des normalen und nicht-normalen Betriebs: Die Sicherheitsfunktionen sind nicht auf Netzstrom angewiesen.

Es gibt zwei Dieselgeneratoren zum Schutz der Anlagen bestandteile, die jedoch nicht für die Reaktorsicherheit erforderlich sind und daher nicht als Notstromdiesel bezeichnet werden.

### 3.6 Leittechnik

Das Leittechniksystem des BWRX-300 (auch Distributive Control and Information System oder "DCIS" genannt) ist ein vollständig integriertes Steuerungs- und Überwachungssystem für das Kraftwerk. Die Leittechnik besteht aus drei Hauptplattformen. Jede Plattform verfügt über ein angemessenes Hardware- und Softwarequalitätsniveau (entsprechend den Systemen, die die Plattform steuert) und bietet Steuerungs-, Überwachungs-, Alarm- und Aufzeichnungsfunktionen. Die verschiedenen Komponenten des DCIS sind in der Lage, unabhängig voneinander zu arbeiten.

Das BWRX-300 Leittechniksystem ermöglicht die manuelle und automatische Steuerung des Anlagenbetriebs und die Einleitung von Schutzmaßnahmen bei Störungen der Anlage. Das BWRX-300 verwendet digitale Steuerungen, die über ein Multiplexsystem zur Signalübertragung mit dem Anlagenequipment, den Sensoren und den Bedienelementen verbunden sind, um diese Funktionen zu erfüllen. Um die Anlagensteuerung und -überwachung zu vereinfachen, werden die folgenden Merkmale in der Auslegung der Warte berücksichtigt:

- Verbessertes Design der „Mensch-System-Schnittstelle“
- Automatisierter Anlagenbetrieb
- Vereinfachtes Neutronenüberwachungssystem
- Verringerung der Anzahl von Instrumenten im Primärkreis
- Fehlertolerante Sicherheitssystemlogik und -steuerung
- Standardisierte digitale Steuerung und Messung
- Multiplexing von Anlagensteuerungssignalen

Die Multiplex-Signalübertragung mittels Hochgeschwindigkeits-Glasfaserdatenverbindungen wird mit digitaler Technologie kombiniert, um die Steuerung und Datenerfassung sowohl für Reaktor- als auch für Turbinenanlagen zu integrieren. Durch Multiplexing wird die Anzahl der beim Bau zu verlegenden Steuerkabel erheblich reduziert und die Automatisierung des Anlagenbetriebs erleichtert.

Das Prozessrechnersystem (PCS) bietet Funktionen zur Leistungsüberwachung und -steuerung sowie zur Steuerung von Teilsystemfunktionen der Generatoren, um den effizienten Betrieb und die Automatisierung der Anlage zu unterstützen.

### **3.7 Wartenkonzept**

Die Schalttafeln der Warte (Main Control Room, MCR) bestehen aus einem integrierten Satz von Bedienerschnittstellen (z. B. Hauptbedienpult, große Anzeigetafel). Die sicherheitsrelevanten Schalttafeln sind seismisch qualifiziert und bieten Erdung, elektrische Unabhängigkeit und physische Trennung zwischen Sicherheitsbereichen und nicht sicherheitsrelevanten Komponenten und Leitungen.

Die Schalttafeln und andere Bedienerschnittstellen der Warte sind so konzipiert, dass sie dem Bediener die Informationen und Bedienelemente zur Verfügung stellen, die er für den sicheren Betrieb der Anlage in allen Betriebsweisen benötigt, einschließlich Anfahren, Leistungsbetrieb, BE-Wechsel und Abfahren auf unterkritisch kalt. Gemäß den Angaben des Herstellers wurden bei der Konstruktion des BWRX-300 MCR die Prinzipien des Human Factor Engineerings in allen Aspekten berücksichtigt. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen zum Wartenkonzept keine weiteren Informationen vor.

### **3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur personellen Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

## 4 IT-Sicherheit

Bezüglich der IT-Sicherheit wird lediglich erwähnt, dass die leittechnischen Schnittstellen mit den Schaltanlagen/Schutzrelais aus Gründen der Cybersicherheit als festverdrahtete Schnittstellen realisiert werden. Der BWRX-300 befindet sich bei der NRC zum gegenwärtigen Zeitpunkt in einem Vor-Prüfverfahren vor dem Genehmigungsantrag (Pre-Application review of Licensing Topical Reports). Noch liegen keine weiteren Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt (z.B. im Genehmigungsverfahren) weitere Informationen zu den Themen Wartenkonzept, Kommunikationskonzept, personelle Betriebsorganisation und IT-Sicherheit veröffentlicht werden. Diese Informationen können dann im Rahmen eines Folgevorhabens ergänzt werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das BWRX-300-Konzept verwendet den für konventionelle Kernkraftwerke gängigen UO<sub>2</sub>-Kernbrennstoff mit einer Anreicherung von durchschnittlich 3,8% (max. 4,95%). Vor Ort befindet sich auch ein Lager für abgebrannten Kernbrennstoff. Entsprechend der Einstufung nach Tab. 1 /IAE 11/ ist dieses Konzept somit als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) einzustufen.

Der Betreiber (GE-Hitachi Nuclear Energy) ist ein Joint-Venture Unternehmen, dessen einzelne Sparten auf eine jahrzehntelange Erfahrung im Bau von Kernkraftwerken verweisen können. Zusätzlich baut dieses SMR-Konzept technisch auf DWR-Reaktortypen auf, sodass innerhalb des Konzerns ausreichend Kenntnisse zur Sicherung gegeben sein sollten. Es erscheint daher plausibel, dass der Betreiber Sicherungsaspekte im Verlauf der Realisierung berücksichtigen wird, weshalb einige Annahmen zu Sicherungsaspekten im Folgenden getroffen werden können.

### SMR-Standorteigenschaften

Laut /IAE 22/ besitzt das Anlagengelände eine Fläche von 8,6 ha (Kraftwerkblock 1 ha), in älteren Konzeptvorstellungen waren hingegen noch Flächenbedarfe von ca. 4,8 ha genannt worden /IAE 19/. Eine exemplarische Darstellung eines Anlagenlayouts ist in Abb. 1.2 dargestellt. Es ist erkennbar, dass zwischen Gebäuden des Kraftwerksblocks sowie sonstigen standortspezifischen Gebäuden unterschieden wird. Zum Kraftwerkblock zählen folgende Gebäude: Reaktorgebäude, Lager für radioaktive Abfälle, Kontrollgebäude, Turbinenhaus, Elektrizitäts-/Hilfsanlagengebäude, zweiter Kontrollraum und Servicegebäude /IAE 19/. Als sonstiges Gebäude ist auch ein unabhängiges Abfalllager für abgebrannten Kernbrennstoff auf dem Gelände vorgesehen. Der Kraftwerkblock und das Abfalllager sind dabei von einem Zaun umgeben und somit von der Umgebung abgetrennt. Dieser umzäunte Bereich wird durch eine Zufahrt erreicht, an der sich ein Gebäude der Anlagensicherung befindet (Abb. 1.2). Weitere Zufahrten sind nicht vorhanden. Der Zaun ist hier in Form einer Schleuse ausgebildet. Vor dem umzäunten Kraftwerksgelände liegen Gebäude wie Büros, Lagerhallen, Trainingscenter und Kühltürme sowie ein Parkplatz.

Die Gebäude des Kraftwerkblocks sind angrenzend angelegt, sodass eine geringe Anzahl an Außenflächen zum umzäunten Gelände vorliegen. Mit diesem Design kann die Anzahl solcher Öffnungen grundsätzlich reduziert werden bzw. eine große Übersichtlichkeit auf dem Gelände erzeugt werden. Die Übersichtlichkeit auf dem Betriebsgelände erscheint zudem mangels sonstiger Gebäude gegeben zu sein.

Das Reaktorgebäude besitzt gemäß Abb. 5.1 einige Türen und Tore, über die der innenliegende geschützte Bereich betreten werden kann. Zudem sind Fenster zu erkennen, die zumindest einseitig einen Blick ins Innere gewähren. Diese Öffnungsverschlüsse sind jedoch mindestens 10 Meter über der GOK lokalisiert und damit schwer erreichbar.

Es erscheint plausibel, die Außenhaut des Kraftwerkblocks als geschützten Bereich zu betrachten, während das umzäunte Gelände vermutlich einen zutrittsbeschränkten Bereich darstellt im Sinne /IAE 11/ darstellt.

Die Tatsache, dass ein vorgelagerter Parkplatz vorhanden ist und sich keine Parkplätze auf dem Anlagengelände befinden, deutet darauf hin, dass für PKW keine Zufahrt auf das Gelände vorgesehen ist. Dem entgegen steht in /WNN 23/ eine Darstellung von Parkplätzen innerhalb des Perimeters und damit im zutrittsbeschränkten Bereich. Personen können den ersten Zaun der Doppelzaunanlage passieren und erreichen das Sicherungsgebäude. Hierbei handelt es sich vermutlich um eine Wache, in der insbesondere die Aufgabe der Prüfung der Zugangsberechtigung wahrgenommen wird. Auch die Gepäckkontrolle von Personen und Fahrzeugen wird vermutlich hier durchgeführt. Ob die angesprochene Schleuse über einen Durchfahrtschutz verfügen soll, kann den Unterlagen nicht entnommen werden, Vgl. Abb. 5.1. Die Zufahrt entlang des Parkplatzes verläuft geradlinig auf die Schleuse zu (Abb. 2.2). Hingegen in Abb. 5.1 ist dies nicht der Fall. Somit ist nicht klar, ob ein Fahrzeug mit hoher Geschwindigkeit auf die Schleuse mit dem Zweck eines Durchbruchs zufahren könnte.



**Abb. 5.1** Konzeptdarstellung des BWRX-300 nach /WKJ 23/

Jüngst wurde ein erster Standort für den BWRX-300 bekanntgegeben: Gelände des Kernkraftwerk Darlington (Kanada) /WKJ 23/. An diesem Standort befindet sich bereits ein Kernkraftwerk mit der entsprechenden Infrastruktur. Im Umkreis von etwa 10 km befinden sich einige Städte mit jeweils mehreren Tausend Einwohnern. Daher erscheint es plausibel, dass

---

sowohl durch das benachbarte Kernkraftwerk als auch durch den kanadischen Staat Eingreifkräfte in kurzer bis moderater Zeit am Standort eintreffen könnten.

### **Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren**

Zu den aktivitätsführenden Bereichen des BWRX-300-Konzepts zählt neben dem Reaktorgebäude auch das Lagergebäude für radioaktive Abfälle (Reaktorblock) sowie falls am Standort vorgesehen, das Zwischenlager für abgebrannten Kernbrennstoff.

Das Reaktorgebäude wird als Gebäude mit Widerstandsfähigkeit bei seismischer Kategorie I angegeben. Die Erdbebenwiderstandsfähigkeit wird mit 0,3 g (safe shutdown earthquake, SSE) angegeben, wobei unklar ist, ob damit das Reaktorgebäude oder der RDB gemeint ist /IAE 22/. Die Sohle des Reaktorgebäudes befindet sich einige Zehnermeter unterhalb der Geländeoberkante, sodass auch der RDB nahezu vollständig unterirdisch angeordnet ist. Das Becken für abgebrannten sowie frischen Kernbrennstoff befindet sich oberhalb des RDB und damit oberirdisch. Zum Beladen des Reaktors ist ein Hallenkran vorgesehen /IAE 22/. Wie aus Abb. 3.2 und Abb. 3.3 hervorgeht, sind mit den Wasser-Reservoiren des Reaktorkühlsystems große Mengen an Wasser oberhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet. Im Falle einer Freisetzung am RDB durch SEWD, stellen diese Reservoirs eine Barriere zum oberen Bereich des Reaktorgebäudes dar oder könnten den unterirdisch gelegenen Sicherheitsbehälter im Falle einer zerstörten Barriere Fluten.

Wie aus 3.3 hervorgeht, besteht die erste Ebene um den Kernbrennstoff aus den Hüllrohren der Brennstäbe, gefolgt vom Gehäuse des RDB. Der RDB ist einem metallenen Sicherheitsbehälter (PCV) eingeschlossen, welcher alternativ auch aus Stahlbeton oder eine Kombination aus beiden Materialien bestehen kann. Darüber befinden sich die angesprochenen Wasserbecken des Reaktorkühlsystems. Als letzte Barriere können die Außenwände des Reaktorgebäudes gezählt werden.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

Wie bereits beschrieben, ist das Anlagengelände mit einem Perimeter in Form einer Zaunanlage geschützt (Abb. 2.2). Da ein Perimeter ohne die Funktionen Detektion, Verifikation und Alarmierung keine Sicherungsfunktion besitzt, ist zu unterstellen, dass auch solche Systeme an der Doppelzaunanlage installiert werden.

---

An der zentralen Zufahrt befindet sich die Fahrzeugschleuse sowie anzunehmender Weise auch der Personenzugang. Dort befindet sich auch das Sicherungsgebäude (Wachgebäude), in dem die Funktion der Zugangsbeschränkung durch Kontrollen wahrgenommen wird.

Es liegen keine Hinweise zu einer Alarmzentrale vor, es wird lediglich auf ein Kontrollgebäude verwiesen, in dem eine Alarmzentrale zweckmäßigerverweise untergebracht sein könnte.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Anhand der Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen, die plausibler Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktionen überprüft bzw. verarbeitet.

Auch das Vorhandensein eines Wachgebäudes an der Schleuse muss zur Wahrung seiner Funktion mit Sicherungspersonal besetzt sein. Dies ist ein weiterer Hinweis für das Vorsehen von Sicherungspersonal.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

### **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Die verwendeten Brennelemente sollen in einem 12- bis 24-monatlichen Zyklus ausgetauscht werden /IAE 22/. Die gesamte Betriebszeit der Anlage soll bei 60 Jahren liegen. Somit ergeben sich 30-60 Brennelementwechsel für die Anlagenbetriebszeit, was im Vergleich zu anderen SMR als ein hoher Wert anzusehen ist. Jeder Brennelementwechsel, bei dem Kernbrennstoff gehandhabt wird, erfordert temporäre Sicherungsmaßnahmen, da sich dann weniger Barrieren um den Kernbrennstoff befinden.

Das Konzept sieht eine Versorgung über Batterien im Notstromfall für 24-72 Stunden vor. Über diese Systeme könnten auch Sicherungseinrichtungen versorgt werden.

## 6 Stand der Realisierung

Für den BWRX-300 werden Aktivitäten im Vorfeld eines Genehmigungsverfahren bei der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC und ihrem US-amerikanischen Pendant, der NRC, durchgeführt. Auch in Europa besteht Interesse an dem Konzept.

In Kanada plant der Betreiber Ontario Power Generation (OPG) den Bau eines BWRX-300 an seinem Standort Darlington. Eine Genehmigung zur Vorbereitung des Standorts liegt bereits vor und mit vorbereitenden Arbeiten wurde begonnen. Die Baugenehmigung für den BWRX-300 wurde Ende Oktober 2022 bei der CNSC beantragt. Der Betrieb der Anlage ist dort ab dem Jahr 2029 geplant. Im Juli 2023 wurde von Seiten der Regierung von Ontario bekanntgegeben, dass zusätzlich zu der Demonstrationsanlage drei weitere BWRX-300 Reaktoren am Standort Darlington gebaut werden sollen, die anschließend zwischen 2034 und 2036 in Betrieb genommen werden sollen. /WNN 23a/ Auch der Energieversorger SaskPower hat den BWRX-300 für eventuelle Bauprojekte in der Provinz Saskatchewan ab Mitte der 2030er Jahre ausgewählt.

In den USA verfügt die Tennessee Valley Authority über eine Standortgenehmigung (Early Site Permit) für den Standort Clinch River in Tennessee. Sie favorisiert ebenfalls das Konzept des BWRX-300 und kooperiert diesbezüglich mit GE-Hitachi. Zurzeit bereitet TVA die Beantragung der Baugenehmigung für den BWRX-300 vor /GEH 23/.

Auch in Europa gibt es Interessenten für den BWRX-300. Das polnische Unternehmen Synthos Green Energy kooperiert mit GE-Hitachi und BWXT Canada bezüglich eines Einsatzes des Konzepts in Polen. Anfang Juli 2022 beantragte das Unternehmen bei der polnischen Aufsichtsbehörde PAA eine allgemeine Stellungnahme zu dem Konzept, die einen bedeutenden Meilenstein im Vorfeld des eigentlichen Genehmigungsverfahrens darstellt. Erklärtes Ziel von Synthos Green Energy ist der Betrieb des ersten BWRX-300 in Polen im Jahr 2029. Bis Anfang der 2030er Jahre sollen dann mindestens 10 Einheiten des SMR in Betrieb sein. /WNN 22/ Am 23. Mai 2023 gab die PAA ihre allgemeine Stellungnahme zum BWRX-300 heraus. Damit wird bestätigt, dass dessen Technologie mit dem polnischen Atomgesetz und den untergeordneten Vorschriften zum Strahlenschutz und zur Sicherheit von Nuklearanlagen vereinbar ist. /OSG 23/

Weiteres Interesse an dem Konzept wurde auch in Estland und der Tschechischen Republik bekundet. Das estnische Unternehmen Fermi Energia bezeichnet das Konzept des BWRX-300 als „Referenztechnologie“ für den Einsatz von SMR in Estland. /FER 22/ Das tschechische Energieunternehmen CEZ begann die Kollaboration mit GE-Hitachi infolge einer ersten Machbarkeitsstudie aus dem Jahr 2019, bei der SMR-Konzepte identifiziert wurden, die für den Einsatz in der Tschechischen Republik in Frage kommen /CEZ 20/. In Großbritannien wurde der BWRX-300 im Oktober 2023 im Rahmen eines Wettbewerbs um Förderungen der britischen Regierung als eines von sechs SMR-Konzepten für die zweite Runde des Wettbewerbs ausgewählt. Im Frühjahr 2024 soll bekannt gegeben werden, welche der sechs Anbieter Förderverträge erhalten, die dann im Sommer 2024 ausgestellt werden sollen. /WNN 23b/

## 7 Quellen

- /CEZ 20/ České Energetické Závody: GE Hitachi Nuclear Energy and CEZ Announce Small Modular Reactor Technology Collaboration in the Czech Republic, 3.2.2020, online: <https://www.cez.cz/en/media/press-releases/ge-hitachi-nuclear-energy-and-cez-announce-small-modular-reactor-technology-collaboration-in-the-czech-republic-80848>, Zugriff: 23.11.2022.
- /FER 22/ Fermi Energia: BWRX-300 Linda, 2022, online: <https://fermi.ee/en/bwrx-300/>, Zugriff: 23.11.2022.
- /GEH 21/ GE-Hitachi: Licensing Topical Report, BWRX-300 Reactivity Control, NEDO-33912-A, Revision 1, Februar 2021, verfügbar unter: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/licensing-activities/pre-application-activities/bwrx-300.html>, Zugriff: 23.11.2022
- /GEH 22/ GE-Hitachi: The BWRX-300 Small Modular Reactor, online: <https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/bwrx-300>, Zugriff: 18.11.2022.
- /GEH 22a/ GE-Hitachi: Licensing Topical Report, BWRX-300 Containment Performance, NEDO--33911-A, Revision 3, Januar 2022, verfügbar unter: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/licensing-activities/pre-application-activities/bwrx-300.html>, Zugriff: 23.11.2022
- /GEH 23/ GE-Hitachi: Tennessee Valley Authority, Ontario Power Generation and Synthos Green Energy Invest in Development of GE Hitachi Small Modular Reactor Technology, 23.03.2023, online: [Tennessee Valley Authority, Ontario Power Generation and Synthos Green Energy Invest in Development of GE Hitachi Small Modular Reactor Technology | GE News](https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/licensing-activities/pre-application-activities/bwrx-300.html), Zugriff: 20.10.2023.
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 19/ International Atomic Energy Agency: Status Report – BWRX-300 (GE Hitachi GE Nuclear Energy), USA, 30.09.2019, verfügbar unter: [https://aris.iaea.org/DF/BWRX-300\\_2020.pdf](https://aris.iaea.org/DF/BWRX-300_2020.pdf), Zugriff: 18.11.2022.
- /IAE 22/ International Atomic Energy Agency: Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2022 Edition, September 2022.

- 
- /OSG 23/ Orlen Synthos Green Energy: OSGE Gets the General Opinion of the President of the PAA on the GEH BWRX-300 Technology, 23.05.2023, online: [OSGE gets the general opinion of the President of the PAA on the GEH BWRX-300 technology - OSGE :OSGE](#), Zugriff: 20.10.2023.
- /WKJ 23/ Windkraft-Journal: BWRX-300: GE Hitachi unterzeichnet Vertrag für den ersten nordamerikanischen kleinen modularen Reaktor, 29.01.2023, [https://www.windkraft-journal.de/2023/01/29/bwrx-300-ge-hitachi-unterzeichnet-vertrag-fuer-den-ersten-nordamerikanischen-kleinen-modularen-reaktor/184124](#), Zugriff: 14.04.2023
- /WNN 22/ World nuclear news: Applications for SMRs submitted to Polish regulator, 11.07.2022, online: [https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Applications-for-SMRs-submitted-to-Polish-regulator](#), Zugriff: 23.11.2022.
- /WNN 23/ World nuclear news: BWRX-300 selected for Estonia's first nuclear power plant, 08.02.2023, [https://www.world-nuclear-news.org/Articles/BWRX-300-selected-for-Estonia-s-first-nuclear-power](#), Zugriff: 14.04.2023
- /WNN 23a/ World nuclear news: Additional SMRs in the pipeline for Darlington, 07.07.2023, online: [Additional SMRs in the pipeline for Darlington : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 20.10.2023.
- /WNN 23b/ World nuclear news: UK SMR selection contest: Six companies into next stage, 02.10.2023, online: [https://www.world-nuclear-news.org/Articles/UK%C2%A0SMR-selection-contest-Six-companies-into-next](#), Zugriff: 20.10.2023.

## Abkürzungsverzeichnis

BWRX	Boiling Water Reactor 10
FMCRD	Fine Motion Control Rod Drive
GEH	General Electric Hitachi
ICS	Isolation Cooling System
PAA	Panstwowa Agencja Atomistyki
PCCS	Passive Containment Cooling System
PCV	Primary Containment Vessel (Sicherheitsbehälter)
RDB	Reaktordruckbehälter
SHB	Sicherheitsbehälter
SMR	Small Modular Reactor

## A.4 SMR-Steckbrief: „CAREM-25“

### 1 Einleitung

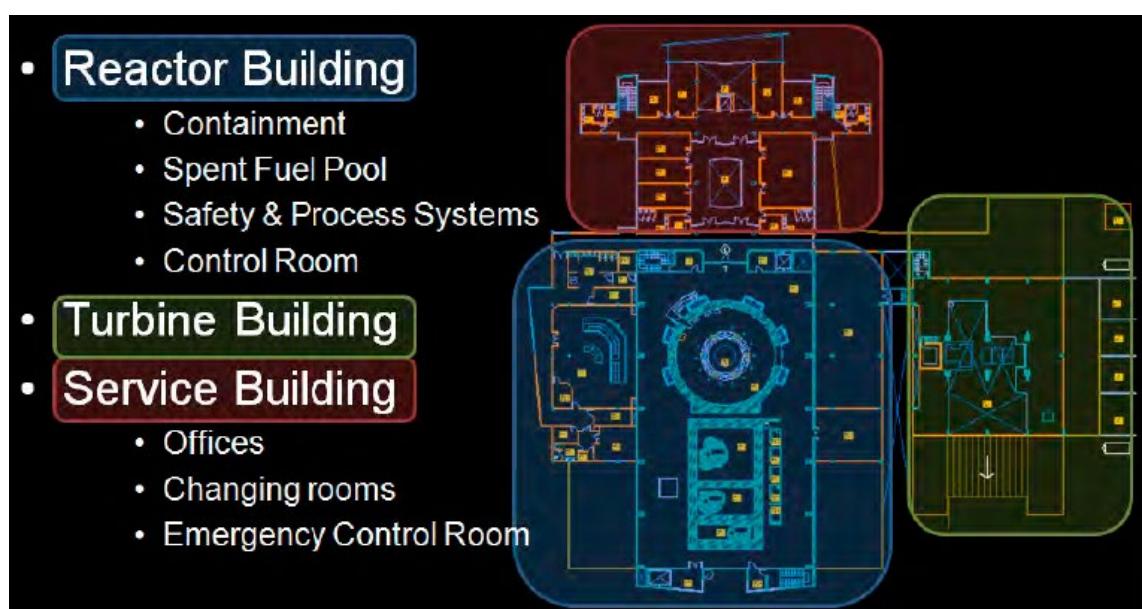
Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Das in Argentinien bereits seit den frühen 1980er Jahren entwickelte SMR-Konzept CAREM ist ein gemeinsames Forschungsprojekt der argentinischen Behörde zur Förderung der Kernenergie CNEA (Comisión Nacional de Energía Atómica) und des staatlichen Technologieunternehmens INVAP (Investigaciones Aplicadas Sociedad del Estado). Dabei ist die CNEA Inhaberin der Technologie. Das Akronym CAREM steht für Central Argentina de Elementos Modulares.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Beim CAREM-25 handelt es sich um einen leichtwassermoderierten und -gekühlten integralen Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Bruttolleistung von 27 MW<sub>e</sub>. Zu einer CAREM-Anlage (Abb. 2.1) gehören drei Gebäude: das Reaktorgebäude, in dem neben dem Reaktor selbst und dem Brennelementbecken alle weiteren technischen Einrichtungen mit der höchsten seismischen Sicherheitsklassifizierung untergebracht werden, das Maschinenhaus und das Betriebsgebäude. Der Reaktor ist in einem Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton untergebracht, der – wie bei einem Siedewasserreaktor – eine Druckkammer und eine Kondensationskammer umfasst. Im unteren Bereich der Druckkammer befinden sich sicherheitsrelevante Systeme. Die Kondensationskammer ist teilweise mit Wasser gefüllt. In einem weiteren, separaten Gebäude in der Nähe des Reaktorgebäudes sind Dieselgeneratoren untergebracht.



**Abb. 2.1** Anlagenlayout des CAREM-25 /IAE 20/

Technische Daten des CAREM Prototypen (CAREM-25) sind in Tab. 2.1 zusammengefasst.

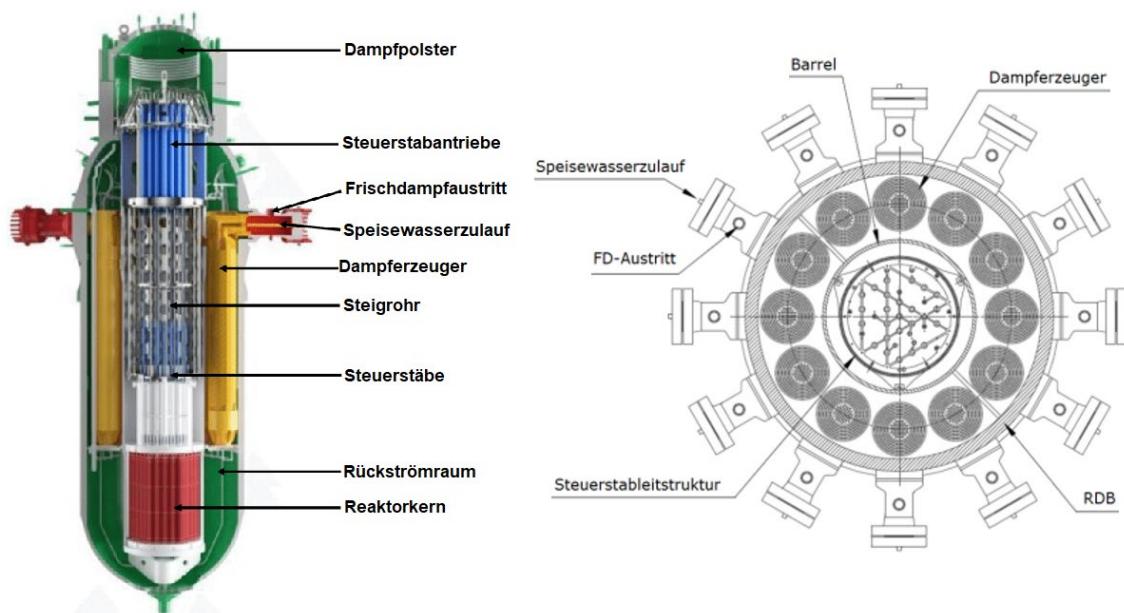
**Tab. 2.1** Betriebsparameter des CAREM-25

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Integraler DWR
Leistung	100 MW <sub>th</sub> / 25 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	60 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Leichtwasser / Leichtwasser
Kühlmittelumwälzung	Naturumlauf
Primärkreisdruck	122,5 bar
RDB Durchmesser / Höhe	3,2 m / 11 m
Sicherheitsbehälter	Stahlbeton mit Stahlauskleidung
Reaktorkern	61 Hexagonale BE in hexagonaler Anordnung, 108 Brennstäbe pro BE
Brennstoff	UO <sub>2</sub> -Pellets, Zirkalloy-Hüllrohre
Anreicherung	1,8 % bzw. 3,1 %
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe, Bornoteinspeisung
Neutronengift (Überschussreaktivität)	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	284 °C / 326 °C
Aktive Kernhöhe	1,4 m
Revisionszyklus	14 Monate
Personalbedarf Betrieb / Revision	k. A.
Dampferzeuger Typ / Anzahl	Vertikal, helikal / 12
Betriebsart der Dampferzeuger	Primärkühlmittel mantelseitig, Sekundärkühlmittel in Rohren
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	H <sub>2</sub> O
Sekundärkreisdruck	47 bar
Flächenbedarf	k. A.
Notfallplanungszone	k. A.
Bemessungserdbeben	0,25 g
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	k. A.

Eigenschaft	Wert
Not-/Nachkühlsysteme	Passives Nachkühlungssystem, Sicherheitseinspeisung
Not-Wechselstromversorgung	2 Dieselgeneratoren
Not-Gleichstromversorgung	k. A.
Kernschadenshäufigkeit	$1,6 \times 10^{-5}$ /Jahr
Karenzzeit	k. A.
SAMG für Kern / SHB	Core Catcher innerhalb des RDB, passive Wasserstoffrekombinatoren

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

Entsprechend der integralen Bauweise des CAREM sind der komplette Primärkreis sowie Teile des Sekundärkreises innerhalb des Reaktordruckbehälters (RDB) angeordnet (Abb. 2.2). Der RDB ist 11 m hoch und misst 3,2 m im Durchmesser bei einer Wandstärke zwischen 13 cm und 20 cm. Der Reaktorkern befindet sich im unteren Bereich des RDB, darüber sind die Steuerstäbe und Steuerstabantriebe verbaut.

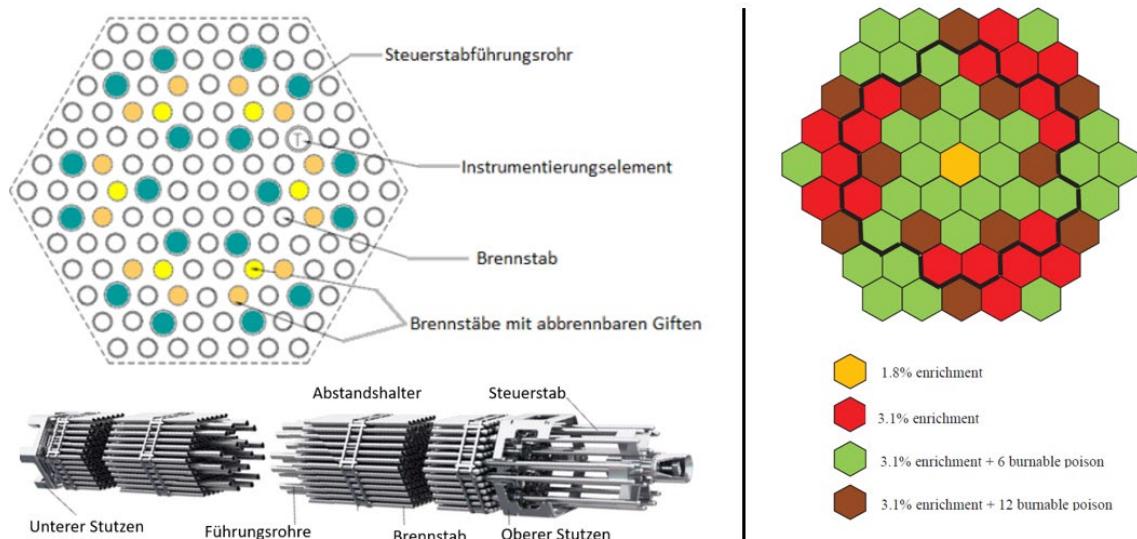


**Abb. 2.2** Reaktordruckbehälter des CAREM-25 mit Einbauten im Längsschnitt (links) und Querschnitt (rechts) (modifiziert nach /ARN 12/, /MAR 17/)

Der Reaktorkern wird aus 61 Brennelementen mit hexagonalem Querschnitt gebildet. Jedes Brennelement besteht aus 108 Brennstäben, 18 Steuerstabführungsrohren und einem Instrumentierungselement. Die Länge der Brennelemente beträgt 1,8 m. Im Kern werden sie

mit einem Abstand von 160 mm zueinander platziert, sodass der Kern insgesamt ebenfalls einen hexagonalen Querschnitt aufweist. Als Brennstoff werden Urandioxidpellets mit einer Anreicherung von U-235, die je nach Position im Kern bei 1,8 % oder 3,1 % liegt, verwendet. Einige Brennelemente enthalten Gadoliniumoxid als abbrennbares Neutronengift zur Kompensation der anfänglichen Überschussreaktivität. Brennelementwechsel sollen im 14-monatigen Turnus erfolgen. Dabei soll jeweils die Hälfte der Brennelemente ausgetauscht werden. Das Brennelementdesign und die Kernkonfiguration für den CAREM-25 sind in Abb. 2.3 dargestellt.

Im Bereich des oberen Plenums des RDB bildet sich im Betrieb ein Dampfpolster aus, das dem Primärsystem seinen Druck aufprägt und somit die Funktion des Druckhalters erfüllt. Auf Hauptkühlmittelpumpen wird beim Konzept des CAREM, zumindest bei der 25 MW<sub>e</sub>-Variante, verzichtet. Die Umwälzung des Kühlmittels erfolgt allein durch Naturumlauf. Nach Angaben des Herstellers sind Varianten bis zu einer Leistung von 150 MW<sub>e</sub> ohne Zwangsumwälzung des Kühlmittels realisierbar. Das im Reaktorkern bei einem Druck von 122,5 bar auf etwa 325 °C erhitzte Kühlmittel wird als Zweiphasengemisch durch ein Steigrohr ins obere Plenum geleitet. Durch Öffnungen im oberen Teil des Steigrohrs gelangt es dann in den äußeren Rückstromraum, den es von oben nach unten durchströmt. Auf dem Weg ins untere Plenum überträgt es Wärme an zwölf im Rückstromraum verbaute Dampferzeuger. Durch die Positionierung der Dampferzeuger innerhalb des RDB kann auf große Durchführungen durch die RDB-Wand verzichtet werden. Vom unteren Plenum aus durchströmt das Kühlmittel den Kern erneut. Die Kerneintrittstemperatur beträgt etwa 284 °C. Das Kühlmittel wird nicht boriert. Bei Transienten soll der Reaktor durch negative Rückkopplungseffekte wie Dichteänderungen und Blasenbildung selbstregulierende Eigenschaften aufweisen.



**Abb. 2.3** Aufbau eines Brennelements des CAREM-25 (links) und Kernkonfiguration (rechts) (modifiziert nach /VEN 11/, /MAK 14/, /SET 19/)

In einer indonesischen Studie aus dem Jahr 2019 /SET 19/ wurde das im Normalbetrieb vorhandene Radionuklidinventar des CAREM-25 durch Simulationen analysiert. Das Ergebnis der Berechnungen wird in Tab. 2.2 wiedergegeben.

**Tab. 2.2** Radioaktivität des Radionuklidinventars der 61 Brennelemente im Kern eines CAREM-25 Reaktors /SET 19/

Radionuklidgruppe	Radionuklid	Aktivität in Ci	Aktivität der Nuklidgruppe in Ci
Tritium und Edelgase	H-3	6,59E+02	8,50E+06
	Kr-85	1,76E+04	
	Kr-88	2,54E+06	
	Xe-133	5,06E+06	
	Xe-135m	8,86E+05	
	Xe-138	4,62E+06	
Halogene	I-131	2,19E+06	2,09E+07
	I-132	3,25E+06	
	I-133	5,07E+06	
	I-134	5,66E+06	
	I-135	4,72E+06	
Alkalimetalle	Cs-134	2,25E+04	1,73E+05
	Cs-135	8,35E+01	
	Cs-136	2,11E+04	
	Cs-137	1,30E+05	
Tellurium	Te-132	2,46E+06	2,47E+06
	Sb-125	6,59E+03	
	Sn-125	8,67E+03	
Strontium und Barium	Sr-89	2,31E+06	5,49E+06
	Sr-90	9,35E+04	
	Ba-140	3,09E+06	
Edelmetalle	Ru-103	1,77E+06	3,18E+06
	Ru-106	1,65E+05	
	Rh-103m	1,24E+06	
	Rh-106	1,81E+05	
Lanthanide	La-140	2,46E+06	8,43E+06
	Y-90	7,17E+04	
	Y-91	2,12E+06	
	Nb-95	1,91E+06	
	Pr-144	1,19E+06	
	Nd-147	6,83E+05	
	Sm-151	1,20E+02	
Cerium	Ce-141	2,15E+06	5,19E+06
	Ce-142	9,71E+04	
	Ce-143	1,77E+06	
	Ce-144	1,17E+06	
	Xe-138	4,62E+06	

## 2.3 Sekundärkreis

Die Dampferzeuger des CAREM sind vertikal angeordnete Spiral-Dampferzeuger, die ringförmig im Rückstromraum angeordnet sind. Innerhalb der Rohre wird Trockendampf mit einem Druck von 44 bar und 30 °C Überhitzung erzeugt. Jeder Dampferzeuger besteht dabei aus 52 Rohren. Der Wärmeaustausch erfolgt bei jedem Rohr auf einer Länge von 26 m. Um den verfügbaren Raum gleichmäßig auszufüllen, sind die Rohre zu Spiralen mit unterschiedlichen Radien gebogen. Dadurch, dass beim CAREM der höhere Druck von außen auf die Dampferzeugerheizrohre wirkt, soll das Risiko von Dampferzeugerheizrohrbrüchen verringert werden.

Das Speisewasser wird den Dampferzeugern mit einer Temperatur von 200 °C zugeführt. Innerhalb der Dampferzeuger wird es zuerst senkrecht abwärts geleitet. Anschließend strömt es spiralförmig aufwärts und wird dabei verdampft. In zwei Ringleitungen wird der 290 °C heiße Dampf von jeweils sechs Dampferzeugern zusammengeführt. Jede Ringleitung verfügt über eigene Entlastungs- und Isolationsventile. Beide Ringleitungen münden in eine gemeinsame Sammelleitung, die den Frischdampf der Turbine zuleitet. Das Kondensat wird bei der im Bau befindlichen Anlage am Standort Atucha durch Wasser aus dem Fluss Paraná de Las Palmas gekühlt und anschließend über Reinigungs- und Vorwärmstrecken sowie den Speisewasserbehälter zurück zu den Dampferzeugern gefördert.

### 3 Auslegung

Der CAREM-25 verfügt über passive Sicherheitssysteme. Die Regelung der Reaktivität bzw. Abschaltung des Reaktors erfolgen über ein Steuerstabsystem und die Borierung des Kühlmittels. Bei Stör- und Unfällen bestehen Möglichkeiten zur Druckentlastung des Primärkreises und zur Begrenzung des Innendrucks im Sicherheitsbehälter. Im Fall einer Kernschmelze wird die Strategie der Rückhaltung des Coriums im RDB verfolgt. Die Anordnung der Sicherheitssysteme ist in Abb. 3.1 dargestellt.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Die Kompensation der Überschussreakтивität am Zyklusbeginn erfolgt beim CAREM allein durch das abbrennbare Neutronengift  $Gd_2O_3$ . Im Normalbetrieb wird dem Kühlmittel kein Bor zugesetzt. Der temperaturbedingte Reaktivitätsunterschied beim Wechsel zwischen dem kalten und heißen Zustand wird jedoch mit Hilfe von löslichem Bor ausgeglichen. Auch als diversitäre Abschaltmöglichkeit steht zusätzlich zu den Steuerstäben ein System zur schwerkraftgetriebenen Einspeisung von boriertem Wasser aus Tanks in den Rückstromraum des RDB zur Verfügung. Dabei handelt es sich um ein Sicherheitssystem, das doppelt redundant vorhanden ist.

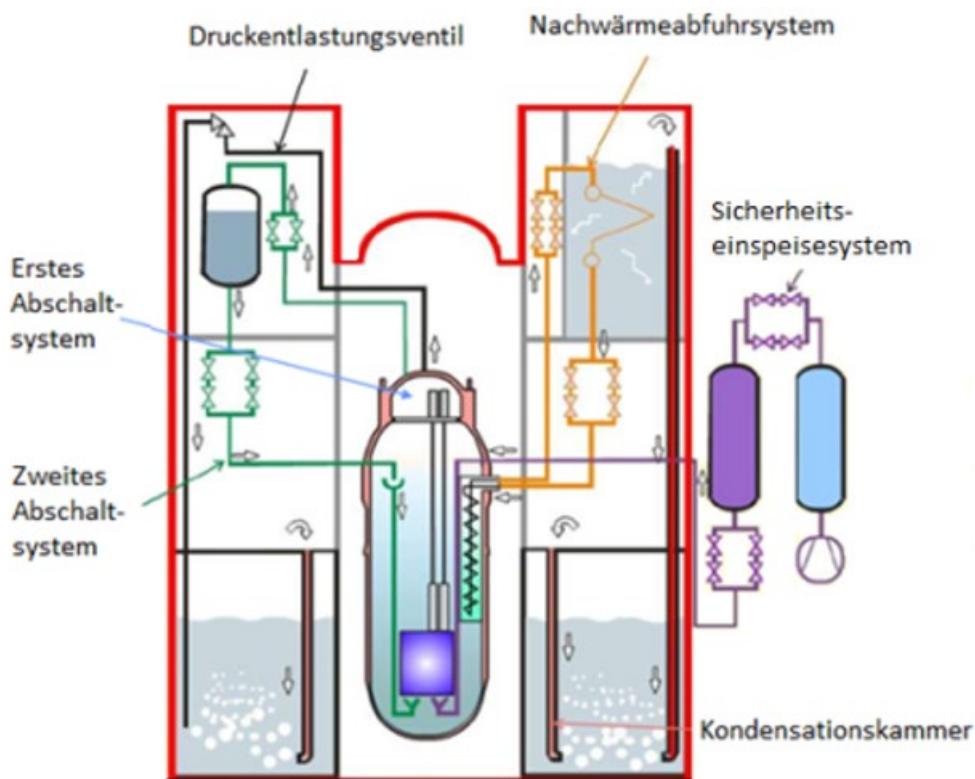
Die 25 Steuerstäbe sind jeweils aus 18 Steuerstabfingern aufgebaut. 19 der Steuerstäbe werden zur Leistungssteuerung verwendet, die übrigen sechs Steuerstäbe bilden eine Reserve, die zur Abschaltung des Reaktors zur Verfügung steht. Verfahren werden die Steuerstäbe mit Hilfe eines neu entwickelten hydraulischen Strömungssystems. Dazu ist jeder Steuerstab mit einem Kolben verbunden, der innerhalb eines Zylinders im Dampfraum des RDB auf und ab fahren kann. Ein Wasserstrom, der permanent in den Zylinder injiziert wird, baut unterhalb des Kolbens einen Druck auf, der den Kolben auf einer bestimmten Höhe hält. Über Pulse kann der Kolben schrittweise verfahren werden. Ein sogenanntes Steuerwassersystem dient der Bereitstellung dieses Wasserstroms. Im Falle einer Schnellabschaltung des Reaktors wird der Wasserstrom durch ein Schnellschlussventil unterbrochen, sodass die Steuerstäbe schwerkraftgetrieben innerhalb einer Minute in den Kern einsinken können.

#### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

Der CAREM verfügt über ein passives System zur Nachwärmeabfuhr, das ebenfalls in zweifacher Ausführung vorhanden ist. Jedes der beiden Systeme kann die Nachzerfallswärme

des Reaktors über eine Karenzzeit von mindestens 36 Stunden passiv abführen. Angefordert wird es beispielsweise beim Station Blackout oder bei Verlust der Hauptwärmesenke. Ein Nachwärmeabfuhrsystem besteht im Wesentlichen aus einem Wärmetauscher mit horizontal angeordneten U-Rohren in einem Becken, das innerhalb des Containments oberhalb des Reaktors angeordnet ist. Im Naturumlauf wird Dampf aus dem Dampfraum des RDB durch die U-Rohre geleitet. Durch Wärmeübertragung in das Becken wird der Dampf kondensiert. Das Kondensat wird anschließend im Bereich des Kühlmitteleintritts aus den Dampferzeugern wieder in den Kern geleitet. Wird das Wasser in den Becken des Nachwärmeabfuhrsystems so weit erwärmt, dass es zu sieden beginnt, wird der entstehende Dampf durch Überströmrohre in die Kondensationskammer geleitet und kondensiert dort.

Neben dem Nachwärmeabfuhrsystem verfügt der CAREM über ein Sicherheits einspeisesystem. Bei einem Druckabfall im Primärkreis unter 15 bar brechen Berstscheiben, sodass aus zwei Tanks, die mit einem Druck von 28 bar beaufschlagt sind, boriertes Wasser in den Reaktorkern eingespeist wird. Die Komponenten des Sicherheitseinspeisesystems sind außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet. Abb. 3.1 zeigt die Sicherheitssysteme des CAREM-25.



**Abb. 3.1** Anordnung der Sicherheitssysteme des CAREM-25 /ARN 12/

### **3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss**

Das Barrierenkonzept des CAREM entspricht im Wesentlichen dem der in Betrieb befindlichen großen Leichtwasserreaktoren. Die erste Barriere gegen den Austritt von Radioaktivität aus dem Brennstoff bilden die Hüllrohre der Brennstäbe. Weitere Umschließungen sind die Primärkreiskomponenten und der Sicherheitsbehälter (SHB), der auch die Kondensationskammer einschließt. Der Sicherheitsbehälter besteht aus Stahlbeton mit einer Stahlauskleidung auf der Innenseite. Er soll bei Erdbeben Beschleunigungen von 0,25 g standhalten.

### **3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen**

Der CAREM verfügt über ein System zur primärseitigen Druckentlastung. Über Druckentlastungsventile kann dazu Dampf in die Kondensationskammer geleitet werden, wo er kondensiert. Der Ansprechdruck dieser Ventile liegt bei 140 bar. Auch bei einem Kühlmittelverluststörfall ist ein Druckabbau über die Kondensationskammer zur Begrenzung des Innendrucks im Sicherheitsbehälter möglich. Der maximal zulässige Druck im SHB beträgt 5,5 bar.

Für den Fall einer Kernschmelze wird beim CAREM die Strategie der Rückhaltung der Schmelze im RDB verfolgt. Dazu ist die Bodenkalotte des RDB von innen mit einem Zink-Schild versehen. Darüber wird zusätzlich eine poröse Opferschicht aufgebracht, die die erste Kontaktfläche zum Corium darstellt. Durch das Sieden dieser Opferschicht soll eine ausreichende Reduzierung der Temperatur des Coriums erreicht werden, um die Integrität des RDB zu erhalten.

Zur Vermeidung von Wasserstoffexplosionen ist der Einsatz von passiven Wasserstoffrekombinatoren im SHB vorgesehen.

Das Anlagenverhalten bei weiteren Störfällen ist in Tab. 3.1 zusammengefasst.

**Tab. 3.1** Anlagenverhalten des CAREM bei ausgewählten Stör- und Unfallszenarien  
/GRS 21/

Ereignis	Störfallbeherrschung
FD-Leitungsbruch	Abschaltung über Erstes Abschaltsystem ( $\geq 108\%$ Kernleistung), Not- und Nachkühlsystem stellt Ersatzwärmesenke dar. Abschaltung über Zweites Abschaltsystem ( $\geq 115\%$ Kernleistung sowie bei Ausfall Einsenken der Steuerstäbe), Not- und Nachkühlsystem stellt Ersatzwärmesenke dar. Bei Ausfall des Notkühlsystems kann die Wärmeabfuhr über Sicherheitsventile ( $\geq 140$ bar) in die KoKa erfolgen, aktive Kühlung der KoKa und KM-Ergänzung über das Kühl- und Reinigungssystem.
Ausfall Hauptwärmesenke	Abschaltung über RESA ( $\geq 130$ bar), Notkühlsystem ( $\geq 138$ bar) stellt Ersatzwärmesenke dar und senkt Primärdruck ab.
Verändertes KM-Inventar	KM-Abgabe über Sicherheitsventile (bei erhöhtem Inventar), sonst: KM-Ergänzung über zweites Abschaltsystem. passive KM-Ergänzung über Not-Einspeisesystem (Niederdruckbereich, $< 15$ bar). KM-Ergänzung über Kondensationskühl- und Reinigungssystem.
Hoher Druck im RDB	Druckreduktion über Not- und Nachkühlsystem ( $\geq 138$ bar) Druckbegrenzung über Sicherheitsventile ( $\geq 140$ bar)
Notstromfall	Nachwärmeabfuhr und Druckreduktion über Not- und Nachkühlsystem anhand zweier redundanter Dieselgeneratoren
Reaktivitätsänderung	Abschaltung über RESA ( $\geq 108\%$ Kernleistung) Abschaltung über das zweite Abschaltsystem ( $\geq 115\%$ Kernleistung)
Mittleres und kleines Leck	Mit Erreichen der Notkühlkriterien startet das zweite Abschaltsystem zur KM-Ergänzung, Wärmeabfuhr und Druckreduktion über Not- und Nachkühlsystem. Im Niederdruckbereich Auslösung des Not-Einspeisesystems zur weiteren KM-Ergänzung, Funktion des Druckabbausystems.
DEHEIRO	RESA-Auslösung, Identifikation und Absperrung des defekten DE.
Station Blackout	RESA durch Fail-Safe Prinzip Bei Ausfall RESA, Selbstabschaltung durch negativen KM-Koeffizienten

### 3.5 Elektrotechnik

Bei einem Stromausfall kommt es zum Einfall der Steuerstäbe und die Nachzerfallswärme wird über das passiv ausgelegte Nachzerfallswärmeabfuhrsystem (Passive Residual Heat Removal System (PRHRS)) abgeführt. Es sind zwei Notstromdieselgeneratoren vorhanden, die jedoch nicht für die Sicherheitssysteme benötigt werden. Die Batterien können die von ihnen versorgten Systeme für 36 Stunden mit Strom versorgen /GIM 11/. Erst, wenn bestimmte Funktionen, wie beispielsweise die Nachwärmeabfuhr aus Reaktor und Containment oder die Sicherheitseinspeisung, über die 36-stündige Karenzzeit hinaus aufrechterhalten werden müssen, werden dafür aktive Systeme eingesetzt, die durch die beiden Notstromdieselgeneratoren versorgt werden /IAE 22/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

### 3.6 Leittechnik

Das Reaktorschutzsystem des CAREM SMR ist in zwei unabhängig voneinander arbeitende, diversitäre Systeme aufgeteilt, welche sich in unterschiedlichen Schränken befinden. Zudem gibt es zwei diversitäre nukleare Instrumentierungssysteme (Nuclear Instrumentation Systems, (NIS)) für diese beiden Reaktorschutzsysteme. Das erste Reaktorschutzsystem des CAREM SMR (First Reactor Protection System (FRPS)) ist für die Einleitung von Schutzmaßnahmen im Zusammenhang mit der Leistungsregelung, der Kernkühlung, dem Einschluss von Radionukliden (im Falle von Fehlern in der Anlage), unsachgemäßem Betrieb oder externen Ereignissen verantwortlich /IAE 22/.

Das Leittechniksystem (FRPS) umfasst Sensoren, Signale und Verbindungen sowie die Implementierung der Schutzlogik und Aktoren, die geeignete Signale zur Aktivierung des Sicherheitssystems erzeugen. Es erfüllt die folgenden Anforderungen /JOO 15/:

- Detektion von Sicherheitsvariablen, die den Referenzwert überschritten haben.
- Erkennung von Situationen, in denen bestimmte Schutzmaßnahmen erforderlich sind.
- Starten einer korrekten Abfolge aller Schutzmaßnahmen.
- Überwachung der Entwicklung der Reaktorvariablen und Anzeige ihrer Werte

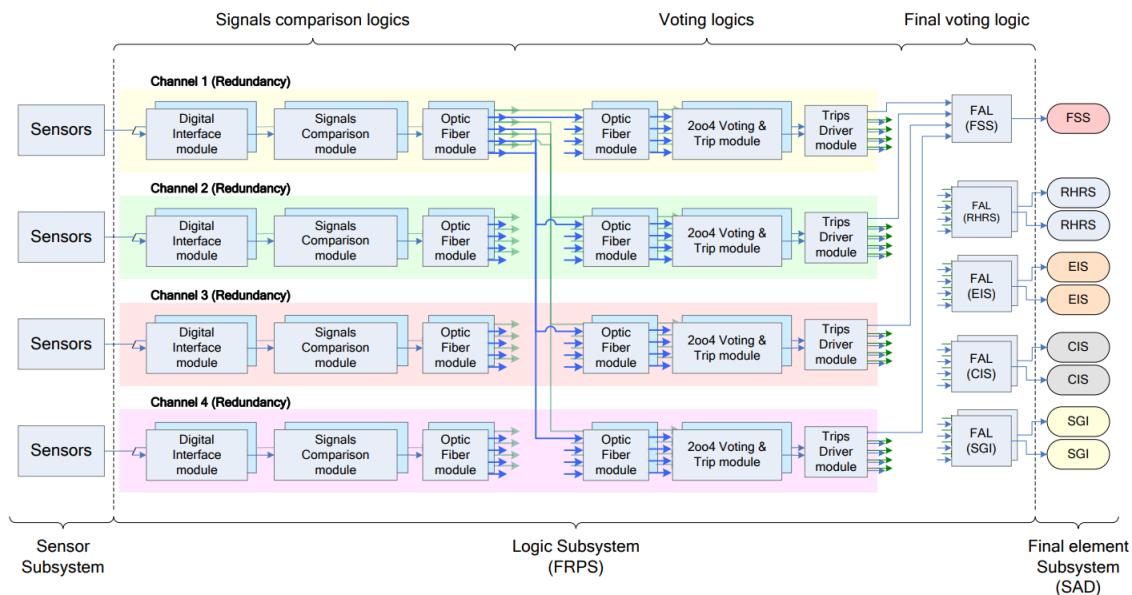
Das Leittechniksystem steuert die folgenden Systeme /JOO 15/:

- Erstes Abschaltungssystem (First Shutdown System (FSS)): dieses System sorgt für den Einfall der Steuerstäbe.
- Nachzerfallswärmeabfuhrsystem (Residual Heat Removal System (RHRS)): Dieses System reduziert den Druck auf den Behälter und führt die Nachzerfallswärme im Falle eines Verlusts der Wärmesenke ab.
- Notfall-Injektionssystem (Emergency Injection System (EIS)): Das EIS speist zwei Tanks mit boriertem Wasser unter Druck in den Kern ein, wenn es zu einem Kühlmittelverlust Störfall (LOCA) kommt.
- Containment Abschlussystem (Containment Isolation System (CIS)): Dieses System ist für die Funktion des Einschlusses verantwortlich.
- Dampferzeuger-Isolierung (Steam Generators Isolation ((SGI)): Das SGI schließt die Isolationsventile, um den Dampferzeuger zu isolieren.

Zudem gibt es noch ein zweites Abschaltsystem (Second Shutdown System, (SSS)), welches vom zweiten Reaktorschutzsystem gesteuert wird (Second Reactor Protection System, (SRPS)). Das zweite Abschaltsystem injiziert bei einem Ausfall des ersten Abschaltsystems Bor in den Primärkreis, um die Kernreaktion zu stoppen und den Kern in einem sicheren Zustand zu halten. Zudem hat es eine zweite Sicherheitsfunktion und injiziert bei einem Kühlmittelverluststörfall Wasser in den Primärkreislauf.

Die Redundanz des ersten Leittechniksystems ist in drei Teile aufgeteilt /JOO 15/:

- Signalvergleichslogik (Signal Comparison Logic): Diese Logik prüft, ob die Signale der Sensoren innerhalb der definierten Sicherheitsspanne liegen. Dann sendet sie die verglichenen Sicherheitssignale an die Abstimmlogik (Voting Logic) aller Redundanzen.
- Auswahl- und Auslöselogik (Voting & trip logics): diese wertet nach einer 2-von-4 oder 2-von-3 Logik aus, je nach dem Zustand des Wartungssignals, das eine einzelne Redundanz eines Sicherheitssystems sperrt. Die Logik initialisiert ordnungsgemäß die Auslösung des Sicherheitssystems. Darüber hinaus verfügt das System über eine diversifizierte Logik, um unentdeckte Fehler durch Selbstüberprüfung und Diagnose zu finden.
- Endgültige Logik Verarbeitung (Final voting logic): Es wird erneut einer 2-von-4 oder 2-von-3 Logik angewandt, je nach dem Zustand des Wartungssignals.



**Abb. 3.2** Blockdiagramm des Reaktorschutzsystems. Entnommen aus /JOO 15/.

Realisierung des Leittechnik Systems /JOO 15/:

- Alle Teile der logischen Verarbeitung und alle Kanäle sind durch die Verwendung von Lichtwellenleitern und Relais/Schützen galvanisch isoliert.
- Die ersten beiden Teile der Signalverarbeitung werden durch FPGAs realisiert und alle Kanäle sind diversitär. Die Ergebnisse der logischen Verarbeitung werden im „Trips Driver Module“ zusammengefasst.
- Die Diversität einer Redundanz wird durch zwei unterschiedliche Einheiten sichergestellt, in denen Sicherheitsfunktionen parallel ablaufen, die sich gegenseitig mit unterschiedlichen Testmethoden basierend auf unterschiedlichen Technologien und Designs diagnostizieren können. Zudem haben beide Einheiten die gleiche Priorität bei Anforderung oder Auslösung.
- Jeder Kanal sendet alle eingehenden Signale, Vergleichsergebnisse, Abstimmungs- und Auslöseergebnisse, Feedbacksignale von Relais/Schützen und Hardware Diagnose Tests von jeder Diversität an die Warte.
- Die Kanäle werden von einer redundanten Stromversorgung gespeist.
- Die endgültige Abstimmungslogik (letzter Verarbeitungsschritt) wird durch eine Kombination von Relais/Schützen gelöst.

Am Ende der Signal-Auswertung steht das erste Abschaltungssystem (First Shutdown System (FSS)). Dieses hat die folgenden Hauptaufgaben:

- automatische Auslösung von Sicherheitsmaßnahmen (automatische Reaktorschneellschaltung),
- manuelle Auslösung von Sicherheitsmaßnahmen (manuelle Reaktorschneellschaltung),
- zweites Abschaltungssystem einer Sicherheitsmaßnahme (SPRS-Auslösung);
- Beendigung der Sicherheitsaktion (Reset),
- Wartung (Bypass) der einkanaligen Instrumentierung,
- Prüfung des Aktuators mit einem Bypass-Gerät,
- Testen der Kanäle.

### **3.7 Wartenkonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

### **3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur personellen Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

## 4 IT-Sicherheit

Noch liegen keine Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zu den IT-Sicherheit veröffentlicht werden. Diese Informationen können dann im Rahmen eines Folgevorhabens ergänzt werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das Reaktorkonzept CAREM-25 greift auf UO<sub>2</sub>-Pellets als Kernbrennstoffmaterial zurück. Die Anreicherung der Pellets liegt dabei bei 1,8% bzw. 3,1% /IAE 22/. Abgebrannter Kernbrennstoff wird am Standort vor Ort gelagert. Gemäß der Einstufung in /IAE 11/ entspricht damit das Konzept (ohne Freisetzungsbetrachtung) einer Kat. II Anlage. Obwohl dieses Konzept bereits seit vielen Jahren verfolgt wird, so stellen sich die verfügbaren Quellen als wenig ergiebig für die Sicherung heraus. Da mit der CNEA jedoch eine nationale Behörde des Kernenergiebereichs unmittelbar bei Planung und Bau beteiligt ist, ist auch ein fundiertes Verständnis der Sicherung und den erforderlichen Maßnahmen zu unterstellen, welches bei der Einschätzung des physischen Schutzes herangezogen wird.

### SMR-Standorteigenschaften

Der Standort des CAREM-25 SMR-Konzepts wurde bereits durch eine erste Standortstudie 2012 abgeschlossen und fiel auf den Standort Lima nordwestlich der Hauptstadt Buenos Aires. Neben dem Reaktor sollen im Rahmen des CAREM-Projektes eine Vielzahl von Einrichtungen bzw. Infrastruktur wie Labore, ein Simulator, Bürokomplexe und weitere Gebäude entstehen /CNEA 15/. Unmittelbar östlich gelegen sind die Blöcke I und II des Kernkraftwerks ATUCHA. Somit weist dieser Standort eine Besonderheit durch die Nähe anderer kerntechnischer Einrichtungen auf (Vgl. Abb. 5.1). Der SMR CAREM-25 befindet sich bereits seit einigen Jahren im Bau. Das eingezeichnete Anlagengelände wird auf eine Größe von 8-10 ha geschätzt (Vgl. Abb. 5.1).

Im Umkreis von etwa 10 km befindet sich eine Stadt mit jeweils etwa Zehntausend Einwohnern, in 25 km befindet sich eine größere Stadt aus der staatliche Eingreifkräfte anfahren könnten. Daher erscheint es plausibel, dass sowohl durch das benachbarte Kernkraftwerk als auch durch den argentinischen Staat Eingreifkräfte in kurzer bis moderater Zeit am Standort eintreffen könnten.



**Abb. 5.1** Satellitenaufnahme des Standortes CAREM-25, östlich von CAREM-25 befindet sich der Standort des Kernkraftwerks ATUCHA mit den Blöcken I + II. Aufnahme ist eingordnet. Satellitendaten von Google Maps, abgerufen am 07.11.2022.

Der Standort des CAREM-25 nahe des Kernkraftwerks CATUCHA wurde bewusst gewählt, da hier ein CAREM-Campus mit zahlreichen weiteren Einrichtungen entstehen soll /CNE 15/. Hierzu zählen u.a. ein Service Center, ein Auditorium, ein Simulator, Werkstätten, Labore und ein Lager (Vgl. Abb. 5.2). Insbesondere aufgrund der Konzentration des SMR, der Labore und des Lagers, ist es plausibel anzunehmen, dass der Campus als ein zutrittsbeschränkter Bereich ausgeführt wird. Weiterhin ist es plausibel anzunehmen, dass durch Gebäude wie den Simulator, das Service Center oder das Auditorium regelmäßig eine höhere Zahl an Fremdpersonen auf dem Campus-Gelände präsent ist. Somit wäre eine separate bauliche Trennung des Anlagengeländes des CAREM-25 vom restlichen Campus naheliegend. Ob und falls ja, wie eine solche Trennung aussähe, geht aus den Unterlagen jedoch nicht hervor.

Es liegen Informationen über die genaue Gestaltung des Zugangs (oder der Zugänge) zum CAREM-Campus vor. Es ist jedoch plausibel zu unterstellen, dass dort eine Zutrittskontrolle sowie Personen- und Fahrzeugkontrolle durchgeführt wird. Ob auch ein Durchfahrschutz und eine Fahrzeugschleuse vorgesehen ist, ist derzeit nicht überprüfbar.

Es ist plausibel anzunehmen, dass es sich beim Campusgelände um den zutrittsbeschränkten Bereich handelt. Die Gebäude(-teile) des CAREM-25 wären demnach zu dem geschützten Bereich zu zählen. Ergänzend hierzu gäbe es einen weiteren geschützten Bereich, der das Lagergebäude für den abgebrannten Kernbrennstoff umfasst.



**Abb. 5.2** Links: Übersichtsplan über den CAREM-Campus (modifiziert nach /CNE 15/).

Der Plan ist nach Westen ausgerichtet. Rechts: Aufnahme der CAREM-Baustelle und des Campus mit Blick nach Nordwesten /IAE 22/.

### Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Die Gebäude des CAREM-25 (Reaktorgebäude, Hilfsanlagengebäude, Turbinenhaus) liegen im westlichen Bereich des Campus, grenzen jedoch nicht an die Grenzen des Campus an. Das Hilfsanlagengebäude schließt südlich an das Reaktorgebäude und das Turbinenhaus westlich an. Obwohl der Bau des Reaktorgebäudes in den kommenden Jahren fertiggestellt sein soll, so ist die Verfügbarkeit von sicherungsrelevanten Informationen äußerst begrenzt. Neben dem Lagergebäude (Abb. 5.2) beschränken sich die aktivitätsführenden Bereiche auf das Reaktorgebäude und dort auf den RDB bzw. das BE-Lagerbecken, welche nördlich vom RDB angeordnet sind (Abb. 2.1).

Über die Ausführung der baulichen Barrieren oder Öffnungsverschlüsse des Lagergebäudes bzw. des Reaktorgebäudes liegen keine Informationen vor.

Sie Sicherungsebenen um den Kernbrennstoff sind beim CAREM-25 sehr stark mit denen herkömmlicher Leichtwasserreaktoren vergleichbar: zunächst stellen die Hüllrohre der Brennstäbe die erste Barriere dar, gefolgt von den Komponenten des Primärkreislaufs und

---

schließlich dem Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton (mit innenliegender Stahlauskleidung). Das Reaktorgebäude kann als vierte Ebene bezeichnet werden.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

Wie bereits dargestellt, erscheint es plausibel, dass das Campus-Gelände durch einen Perimeter eingefasst ist. Ferner ist eine bauliche Abtrennung der CAREM-25 Gebäude von dem sonstigen Campusgelände naheliegend, da auf dem Campus Fremdpersonen zu erwarten sind. Eine entsprechende Zutrittskontrolle könnte als Sicherungseinrichtung oder durch rein personelle Maßnahmen umgesetzt werden. Über die bauliche Ausführung des Perimeters oder der Abtrennung liegen jedoch keine Informationen vor.

Da ein Perimeter ohne entsprechende Detektion, Verifikation und Alarmierung keinen Nutzen für die Sicherung bietet, ist das Vorhandensein solcher technischen Einrichtungen zu unterstellen, wenngleich sich kein Verweis zu solchen Sicherungseinrichtungen in den Unterlagen hierzu findet.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Der CAREM-Campus bietet aufgrund seiner vielfältigen Nutzungen (Lager, CAREM-SMR, Labore) vielfältige Ziele für potenzielle Angreifer. Die Anzahl der Gebäude und die Weitläufigkeit des Geländes in Kombination mit den unterstellten technischen Sicherungseinrichtungen haben eine umfangreiche Sicherung dieses Standortes zur Folge. Ohne eine ausreichende Menge an Sicherungspersonal können Aufgaben wie Alarmverifikationen, Zutrittskontrollen und Streifgänge nicht realisiert werden. Daher erscheint es ebenfalls plausibel, dass eine ausreichende Menge an Sicherungspersonal vorgesehen wird. Demnach sollten auch Reaktionsmaßnahmen im Falle von SEWD vor Ort durch dieses Personal ausgeführt werden können, wenngleich keine Informationen hierzu verfügbar sind.

Dementsprechend erscheint es ebenfalls plausibel, dass eine Alarmzentrale oder ein Sicherungsgebäude mit vergleichbarer Funktion am Standort geschaffen werden wird.

Aufgrund der Nähe zu ATUCHA I + II sollte CAREM-25 von dortigen Sicherungsmaßnahmen profitieren können, beispielsweise beim Sicherungspersonal oder (externen) Eingreifkräften, die bereits für ATUCHA mit den Örtlichkeiten vertraut und verfügbar sein sollten. Zudem erreicht man das Gelände des CAREM-25 über eine Stichstraße, die entlang des Geländes ATUCHA I + II verläuft. Entlang dieser Straße könnten bereits potenzielle Täter durch

technische Sicherungseinrichtungen erfasst werden und der Fluchtweg vom CAREM-Campus könnte einfach durch Sicherungspersonal des ATUCHA abgeschnitten werden.

### **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Das Notkühlsystem verfügt über zwei Notstromdiesel /IAE 22/. Diese könnten auch für den Betrieb von Sicherungseinrichtungen verwendet werden.

Ein Brennelementwechsel ist alle 14 Monate vorgesehen /DEL 19, IAE 22/. Der Aufwand für einen Brennelementwechsel ist bauartbedingt groß, da verschiedene Einbauten entfernt werden müssen, bevor der Kernbrennstoff gehandhabt werden kann. Bei einer angesetzten Betriebszeit von 40 Jahren ergeben sich über 30 Brennelementwechsel bei unterstelltem Vollastbetrieb /IAE 22/. Aus Sicht der Sicherung bietet jede Handhabung von Kernbrennstoff ein erhöhtes Risiko und erfordert temporäre Maßnahmen, da der Kernbrennstoff verhältnismäßig leicht (Wegfall Barrieren) erreicht werden kann.

## 6 Stand der Realisierung

Seit Februar 2014 wird rund 100 km nordwestlich von Buenos Aires unweit der Kernkraftwerkseinheiten Atucha I und II ein Prototyp des CAREM-25 errichtet. Im Juni 2016 wurde zwischen der CONUAR, einem Tochterunternehmen der CNEA und der brasilianischen Indústrias Nucleares do Brasil (INB) ein Vertrag über die Lieferung des Brennstoffs geschlossen. Wegen ausstehender Zahlungen wurden die Bauarbeiten im November 2019 unterbrochen, im April 2020 aber wieder aufgenommen. Nach erfolgreicher Testphase sollen CAREM-Reaktoren in größerer Stückzahl gebaut und auch exportiert werden. Dabei sind Modelle mit einer Leistung von bis zu 300 MW<sub>e</sub> geplant. Eine Variante mit 100 MW<sub>e</sub> oder 200 MW<sub>e</sub> sollte nahe der nordargentinischen Stadt Formosa gebaut werden. Für die Provinz Río Negro wurden Pläne für einen größeren Reaktor abgelehnt, der Bau eines weiteren CAREM-25 wird dort jedoch nicht ausgeschlossen. Dieser wird dort explizit vom ansonsten geltenden Verbot der Errichtung von Kernkraftwerken ausgenommen.

## 7 Quellen

- /ARN 12/ Autoridad Regulatoria Nuclear: CAREM-25 Prototype, regulatory and design aspects, Präsentation, Regulatory Information Conference, Bethesda (Maryland, USA), März 2012.
- /CNE 15/ Comisión Nacional de Energía Atómica: <http://www.cnea.gov.ar/en/carem>, Zugriff: 22.04.2015.
- /DEL 19/ Delmastro, D. F.: CAREM25, SMR design and technology development in Argentina and Status of the construction of CAREM25 prototype, Präsentation, Second Meeting of the Technical Working Group for SMR, Wien, Juli 2019.
- /GIM 11/ Giménez, M. O. "CAREM Technical Aspects, Project and Licensing Status", Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), Centro Atómico Bariloche – Argentina Präsentation Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near-Term Deployment, Vienna, 4-8 July 2011
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 20/ International Atomic Energy Agency (IAEA): "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2020 Edition", veröffentlicht im September 2020.
- /IAE 22/ International Atomic Energy Agency (IAEA): "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition", veröffentlicht im September 2022.
- /MAK 14/ Markiewicz, M.: Fuel Element Design for the CAREM-25 Reactor, Präsentation, Simposium SMR for Nuclear Power, Rio de Janeiro, Juli 2014.
- /MAR 17/ Marcel, Chr., Delmastro, D., Schlamp, M., Calzeta, O.: CAREM-25: A Safe Innovative Small Nuclear Power Plant, Nuclear Espana, V. 380, p. 19-23, 2017, verfügbar unter: [CONICET\\_Digital Nro.e4a9fdc7-3b0c-4ec3-93f3-c8371b89f548 A.pdf](https://conicet-digital.conicet.gov.ar/eprint/eprint/123456789/123456789-123456789-A.pdf), Zugriff: 03.07.2023.

- 
- /SET 19/ Setiawan, M. B. (National Nuclear Energy Agency of Indonesia): "Evaluation of Radionuclide Inventory in the CAREM-25 Small Modular Reactor", DOI: 10.1063/1.5135518, AIP Conference Proceedings, Juni 2019, verfügbar unter: [Evaluation of radionuclide inventory in the CAREM-25 small modular reactor \(scitation.org\)](https://scitation.org), Zugriff: 12.09.2022.
- /VEN 11/ Venanti, F.: CAREM Prototype Construction and Licensing Status, Präsentation, INPRO Dialogue Forum on Nuclear Energy Innovations, Wien, Oktober 2011.

## Abkürzungsverzeichnis

BE	Brennelement
CAREM	Central Argentina de Elementos Modulares
CNEA	Comisión Nacional de Energía Atómica
DWR	Druckwasserreaktor
INB	Indústrias Nucleares do Brasil
INVAP	Investigaciones Aplicadas Sociedad del Estado
RDB	Reaktordruckbehälter
SHB	Sicherheitsbehälter
SMR	Small Modular Reactor

## A.5 SMR-Steckbrief: „Energy Multiplier Module (EM<sup>2</sup>)“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

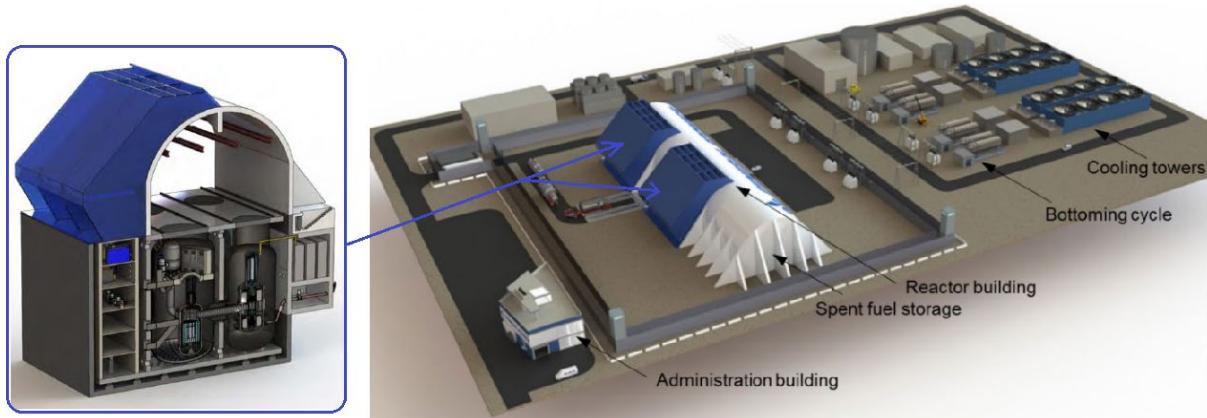
## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Mit der Entwicklung des Energy Multiplier Module (EM<sup>2</sup>) will General Atomics vier zentrale Herausforderungen der Kernenergie angehen: die Wirtschaftlichkeit, die Sicherheit, nukleare Abfälle und die Nichtweiterverbreitung von Kernmaterial /GEN 22/. Mit der Konzeptentwicklung begann das Unternehmen im Jahr 2010 /IAE 19/.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Beim EM<sup>2</sup> handelt es sich um das Konzept eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors mit schnellem Neutronenspektrum. Somit soll er zur Konversion von Brutstoffen fähig sein, um den Brennstoff besser ausnutzen und aus verbrauchtem Brennstoff nutzbare Energie gewinnen zu können. Damit soll der EM<sup>2</sup> dazu beitragen, die zu entsorgende Menge nuklearer Abfälle zu verringern. Ein Reaktormodul soll über eine Leistung von 500 MW<sub>th</sub> bzw. 250 MW<sub>e</sub> verfügen. Ein auf dem Konzept basierendes Kraftwerk soll vier solcher Module umfassen, die in einer Reihe nebeneinander angeordnet werden sollen. Der Flächenbedarf für ein solches Kraftwerk wird mit rund 9 ha angegeben. Der Entwurf eines Kraftwerks mit EM<sup>2</sup> Reaktormodulen ist in Abb. 2.1 skizziert. Der größte Teil der Reaktorgebäude soll unterhalb der Erdoberfläche errichtet werden. Dabei soll ein Betonschild den Teil, in dem sich der Reaktor befindet, gegen benachbarte Teile abschirmen, sodass dort untergebrachte Systeme auch im Betrieb zugänglich bleiben. Die für den Betrieb einer Anlage mit vier Reaktormodulen erforderliche Personalstärke wird mit 377 Personen angegeben. Zentrale Betriebsparameter des EM<sup>2</sup> sind in Tab. 2.1 zusammengefasst.

Frischer Brennstoff soll in der Halle oberhalb der Reaktoren angeliefert und in einem geschützten Bereich zwischen den Reaktoren trocken bis zur Beladung gelagert werden. Nach der Verwendung entnimmt eine Belademaschine den verbrauchten Brennstoff von der Halle oberhalb der Reaktoren aus und lädt jeweils ein Bündel aus drei Brennelementen in einen Lagerbehälter, der anschließend versiegelt wird. Die Behälter werden in einer Brennstofflagerhalle am Ende der besagten Halle gelagert. Ihr Fassungsvermögen reicht aus, um Brennstoff aus 60 Betriebsjahren aufzunehmen. Dort wird der Brennstoff durch passive Luftzirkulation gekühlt. Wasser oder aktive Komponenten sind daher nicht erforderlich. Die Entladung des Brennstoffs kann frühestens 30 Tage nach der Abschaltung beginnen.



**Abb. 2.1** Skizze einer Anlage mit vier EM<sup>2</sup> Reaktormodulen (rechts) und Schnittdarstellung eines Reaktorgebäudes (links) (modifiziert nach /IAE 19/ und /IAE 20/)

**Tab. 2.1** Betriebsparameter des EM<sup>2</sup> von General Atomics

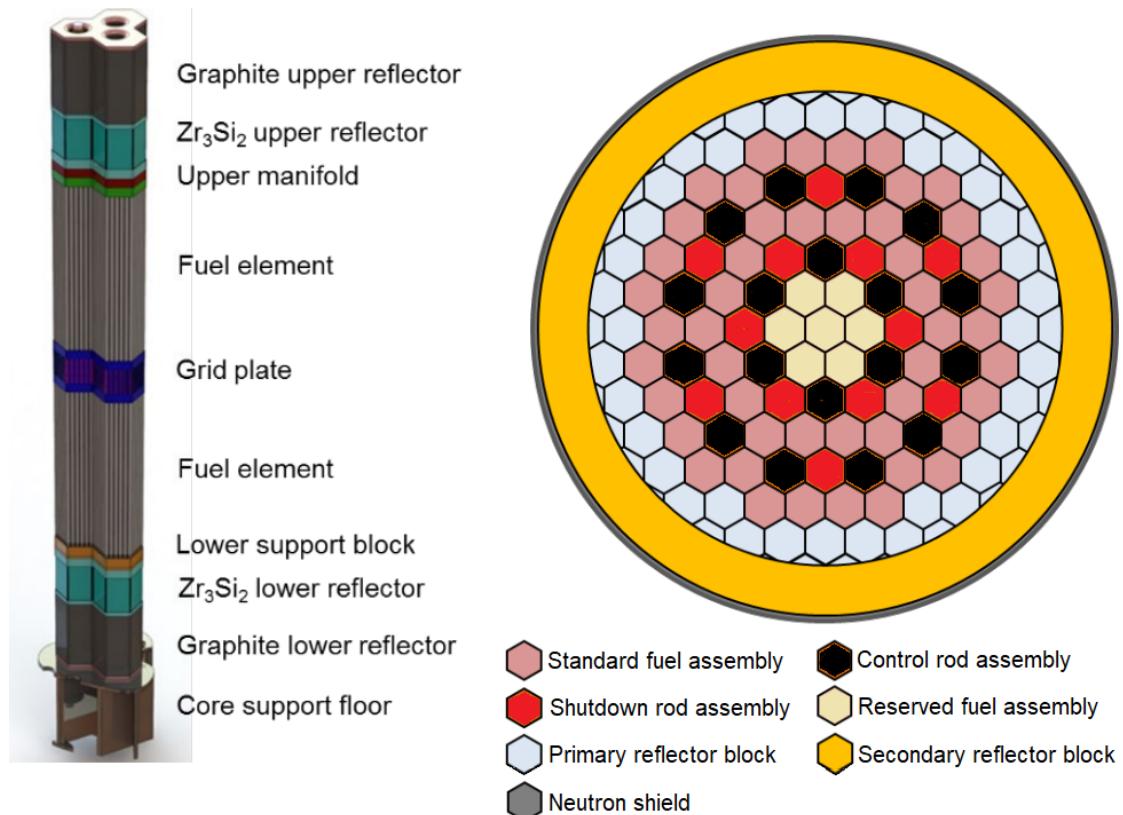
Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Gasgekühlter Hochtemperaturreaktor
Thermische / elektrische Leistung	500 MW <sub>th</sub> / 250 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	60 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Helium / -
Kühlmittelumwälzung	Zwangsumlauf
Primärkreisdruck	130 bar
RDB Durchmesser / Höhe	4,8 m / 11,5 m
Sicherheitsbehälter	2-kammeriges Stahlcontainment
Reaktorkern	85 hexagonale Brennelemente mit je 91 bzw. 84 Brennstäben mit SiC/SiC Hüllrohren
Brennstoff	Urankarbid (UC)
Anreicherung	Durchschnittlich 7,7 %, max. 14,5 %
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe, Abschaltstäbe
Neutronengift (Überschussreakтивität)	k. A.
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	550 °C / 850 °C
Aktive Kernhöhe	k. A.
Revisionszyklus	30 Jahre
Personalbedarf Betrieb / Revision	377 (4-Modul-Anlage) / k. A.
Dampferzeuger Typ / Anzahl	-

Eigenschaft	Wert
Betriebsart der Dampferzeuger	-
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	-
Sekundärkreisdruck	-
Flächenbedarf	90.000 m <sup>2</sup> (Anlage mit 4 Modulen)
Notfallplanungszone	16 km (exclusion zone 800 m um Reaktorgebäude)
Bemessungserdbeben	0,5 g (Abschalterbeben)
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	Ausreichend für Brennstoff aus 60 Betriebsjahren
Not-/Nachkühlsysteme	PCU, DRACS
Not-Wechselstromversorgung	Dieselgeneratoren (nicht sicherheitsrelevant)
Not-Gleichstromversorgung	72 h Batterien
Kernschadenshäufigkeit	k. A.
Karenzzeit	k. A.
SAMG für Kern / SHB	Core Catcher, gefilterte Druckentlastung des Containments

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

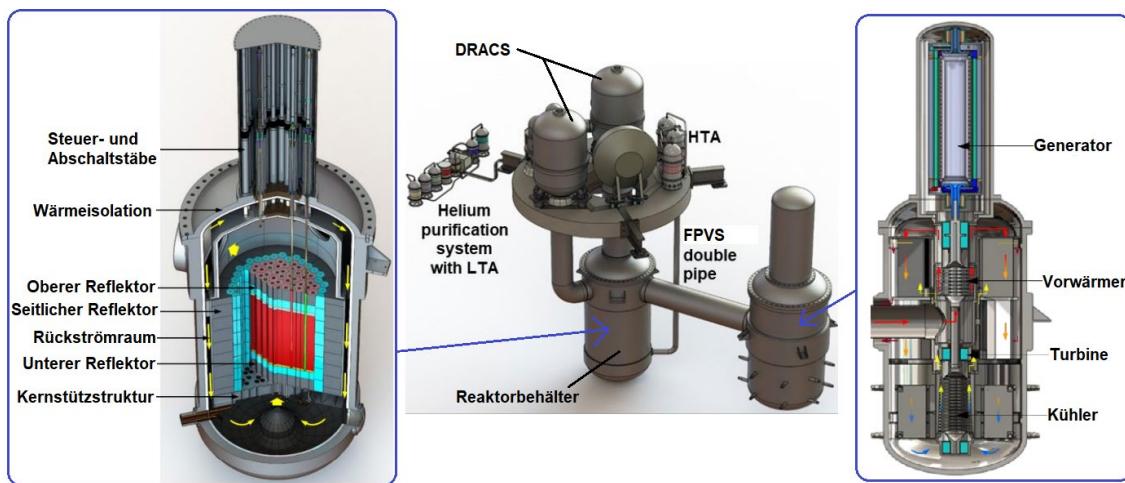
Der Reaktorkern des EM<sup>2</sup> soll mit Heliumgas gekühlt werden. Die hohe Kernaustrittstemperatur von 850 °C soll dazu beitragen, einen hohen Wirkungsgrad von 53 % zu erreichen. Mit einer Beladung soll der Reaktor 30 Jahre lang betrieben werden können. Um den einwirkenden Belastungen im Verlaufe eines derart langen Betriebszyklus standhalten zu können, sollen die Hüllrohre der Brennstäbe und weitere Kernkomponenten aus dem keramischen SiC/SiC-Kompositwerkstoff SiGA® von General Atomics gefertigt werden. Dieser soll sehr beständig gegen die Einwirkung von Neutronen sein und eine Kernschmelze nahezu unmöglich werden lassen. /GEN 22/ Als Brennstoff sollen ringförmige Urancarbid-Pellets in SiC/SiC Hüllrohren verwendet werden. Der gesamte Reaktorkern ist in drei Bereiche unterteilt. Ein Bereich beinhaltet Brennstoff, der auf durchschnittlich 14,5 % U-235 angereichert ist. Der zweite Bereich beinhaltet Brutstoff, den dritten Bereich bildet der Reflektor, der auf der Innenseite aus Zr<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> und auf der Außenseite aus Graphitblöcken besteht. Auf den gesamten Kern bezogen beträgt die durchschnittliche Anreicherung 7,7 % U-235. Die Gesamtmasse des Brennstoffs beträgt 41 t, wovon 21,3 t auf spaltbares Material und 19,8 t auf den Brutstoff

entfallen. /IAE 19/ Bei den Brennelementen werden drei Typen unterschieden. 55 der insgesamt 85 hexagonalen Brennelemente sind Standardbrennelemente mit 91 Brennstäben. 18 Brennelemente werden als Steuerelemente bezeichnet und umfassen, wie auch die 12 Abschaltelelemente nur jeweils 84 Brennstäbe sowie Raum für das Einfahren von Steuer- bzw. Abschaltstäben. Drei Brennelemente sind jeweils zu einem Bündel zusammengefasst und werden auch stets als solche Einheit gehandhabt. In Abb. 2.2 sind ein Brennelementbündel und die Kernkonfiguration dargestellt. Eine Besonderheit beim EM<sup>2</sup> stellt das Entlüftungssystem der Brennstäbe dar, über das gasförmige Spaltprodukte in Sammelbehälter abgeführt werden können. Dadurch soll verhindert werden, dass sich im Laufe der langen Betriebszyklen ein zu hoher Innendruck in den Brennstäben aufbaut. Die Sammelbehälter mit Hochtemperaturabsorbern (HTA) sind so dimensioniert, dass sie jährlich ausgetauscht werden müssen. Auf größere Behälter wird verzichtet, um zu verhindern, dass ein Versagen eines solchen Behälters zu einer Freisetzung einer größeren Menge radioaktiver Stoffe führt. Die Sammelbehälter und die zuführende Leitung sind doppelwandig ausgeführt und ausreichend gut abgeschirmt, dass der Zugang zu ihrem Aufstellraum oberhalb des Reaktors für das Personal möglich bleibt. /IAE 19/



**Abb. 2.2** Einheit aus drei gebündelten Brennelementen (links) und Kernkonfiguration des EM<sup>2</sup> (modifiziert nach /GEN 21/)

Das Primärsystem des EM<sup>2</sup> befindet sich in zwei versiegelten Behältern, die über eine koaxiale Leitung verbunden sind. Der erste Behälter umschließt dabei das Reaktorsystem, der andere das System zur Stromerzeugung (Power Conversion Unit, PCU). Im zentralen Rohr der Verbindungsleitung wird das auf 850 °C erhitze Helium vom Kern zur Turbine im zweiten Behälter geleitet. Anschließend durchströmt es die warme Seite eines Vorwärmers und einen Kühler, bevor der Kompressor den Druck des Kühlmittels von 60 bar auf 130 bar erhöht. Anschließend wird das Kühlmittel durch die kalte Seite des Vorwärmers und dann mit einer Temperatur von 550 °C über den äußeren, ringförmigen Teil der Verbindungsleitung wieder zum Reaktorkern geführt. Die Komponenten des Primärsystems sind in Abb. 2.3 dargestellt.



**Abb. 2.3** Primärsystemkomponenten des EM<sup>2</sup> und Schnittdarstellungen des Reaktorbehälters (links) und der PCU (rechts) (modifiziert nach /GEN 21/)

### 2.3 Sekundärkreis

Das als Primärkühlmittel verwendete Helium wird direkt zum Antrieb der Turbine verwendet. Daher verfügt der EM<sup>2</sup> nicht über einen Sekundärkreis.

### 3 Auslegung

Not- und Nachkühlsysteme können beim EM<sup>2</sup> sowohl aktiv als auch passiv betrieben werden. Die Regelung der Reaktivität erfolgt über Steuer- und Abschaltstäbe. Ein System aus drei Barrieren soll Freisetzungen von Radioaktivität verhindern. Die Kernschmelze wird als auslegungsüberschreitender Störfall betrachtet. Für diesen Fall ist ein Core Catcher vorhanden.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

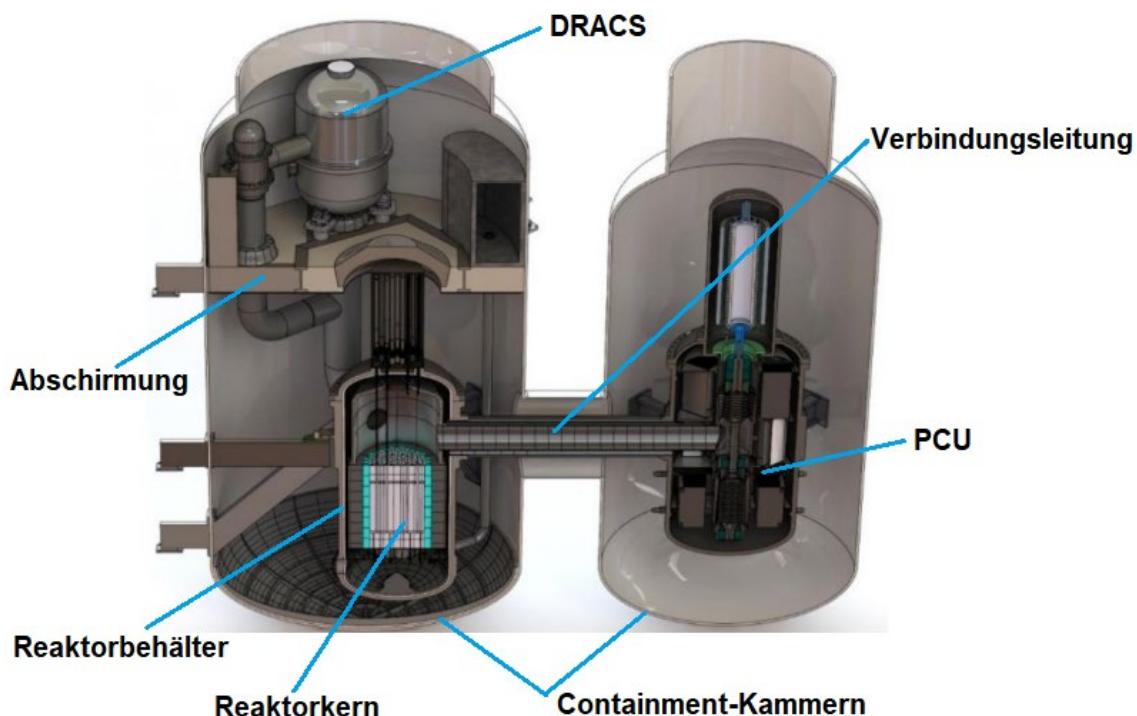
Die Reaktivität des EM<sup>2</sup> wird mit Hilfe von 18 Steuerstäben und 12 Abschaltstäben geregelt. Der negative Reaktivitätseintrag sowohl der Steuer- als auch der Abschaltstäbe reicht aus, um den Reaktor kalt unterkritisch zu halten. Die Antriebe für Steuer- und Abschaltstäbe befinden sich oberhalb des Reaktorkerns. Für die Steuerstäbe ist der Antrieb als Kugelgewindetrieb, für die Abschaltstäbe als Linearmotor ausgeführt. Sowohl Steuer- als auch Abschaltstäbe sind röhrenförmig und bestehen aus dem Absorbermaterial Borcarbid. Die Steuerstäbe werden zur betrieblichen Leistungsregelung eingesetzt. Demgegenüber bleiben die Abschaltstäbe im Normalbetrieb vollständig ausgefahren. Bei Aktivierung fallen sie innerhalb von 1-2 Sekunden in den Kern ein. /IAE 19/

#### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

Die Nachzerfallswärme wird beim EM<sup>2</sup> normalerweise über die PCU abgeführt. Nach der Abschaltung des Reaktors reicht die Nachwärme noch etwa für 20 Minuten aus, um den Kompressor anzutreiben. Die Wärme wird dabei über den Kühler und die Kühltürme abgeführt. Bei Nichtverfügbarkeit der PCU erfolgt die Kühlung, je nach Verfügbarkeit einer Stromversorgung, im Zwangs- oder Naturumlauf über das direkte Reaktorhilfskühlsystem (Direct Reactor Auxiliary Cooling System, DRACS). Dieses umfasst wassergekühlte Wärmetauscher und mehrere Umwälzpumpen, von denen eine ausreicht, um die Zirkulation aufrecht zu erhalten. Als Wärmesenke dient beim DRACS ein geschlossener Wasserkreislauf, der die Wärme über das Dach des Reaktorgebäudes an die Umgebungsluft abgibt. Dazu ist der stählerne Überbau des Gebäudes mit Wasserkanälen durchzogen. /GEN 21/

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Eine erste Barriere gegen die Freisetzung von Spaltprodukten stellen beim EM<sup>2</sup> die Hüllrohre dar. Die Umschließung des Primärsystems dient als weitere Barriere. Die beiden Behälter des Primärsystems sind jeweils von einer Kammer eines freistehenden Stahlcontainments umschlossen. Im Bereich des Verbindungsrohrs zwischen den beiden Behältern sind auch die beiden Containmentkammern miteinander verbunden. Jede der Kammern verfügt über eine eigene Zugangsöffnung. Die Atmosphäre innerhalb des Stahlcontainments wird mit Argon inertisiert. Durchführungen durch die Containmentwand sind durch doppelte Absperrventile abgesichert. Dieses Containment-System ist in Abb. 3.1 dargestellt. Durch die unterirdische Bauweise und das Dach der darüber befindlichen Halle werden dieses Containmentsystem sowie das Lager für verbrauchten Brennstoff zusätzlich geschützt. Das Containment und Reaktorgebäude sind seismisch isoliert. /IAE 19/



**Abb. 3.1** Containment-System des EM<sup>2</sup> mit zwei Kammern, in denen Reaktorbehälter und PCU untergebracht sind (modifiziert nach /IAE 19/)

### 3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen

Gemäß den durchgeföhrten Analysen soll es, auch bei Verfügbarkeit nur eines der DRACS-Wärmetauscher möglich sein, das zugehörige Reaktormodul aus dem Betrieb bei 100 % Leistung abzuschalten und herunterzukühlen, ohne dass Schäden am Reaktor oder dem Brennstoff auftreten. Dabei sollen weder eine Stromversorgung noch Eingriffe des

Bedienpersonals erforderlich sein. Als auslegungsüberschreitender Störfall wird für den EM<sup>2</sup> der Ausfall der PCU und des gesamten DRACS einschließlich beider Backup-Umwälzpumpen untersucht. Dieses Szenario kann nach etwa 70 min zu Kernschäden und nach 12 Stunden zum Versagen des Reaktorbehälters führen. Zur Rückhaltung der Schmelze im Containment, wurde der Boden der Reaktorkammer als Core Catcher gestaltet. Die Ausbreitungsfläche ist mit einer keramischen Schicht ausgekleidet. Durch die Vergrößerung der Oberfläche soll eine ausreichende Wärmeübertragung durch natürliche Konvektion auf die Wand der Containmentkammer und von dort in die Umgebung erfolgen. Eine Rekritikalität der Schmelze soll dabei verhindert werden. /IAE 19/

Als Maßnahmen des Notfallschutzes schlägt General Atomics die Einrichtung einer „Exclusion zone“ mit einem Radius von 800 m um das Reaktorgebäude, und einer „Emergency Planning Zone“ mit einem Radius von 16 km vor. /IAE 19/

### 3.5 Elektrotechnik

Die EM<sup>2</sup>-Module arbeiten als Grundlast- oder Lastfolgemodule. Ihr Wirkungsgrad ist am höchsten im Grundlast- oder Volllastbetrieb. Ein einzelnes Modul kann einer Last zwischen 10-100% der Nennleistung bei einer maximalen Rate von 15%/min folgen. Damit hat die Anlage einen Lastfolgebereich von 2,5 bis 100%. An jedem Lastpunkt wird ein Modul mit Teillast betrieben, während die anderen mit 90 bis 100% Leistung betrieben werden, um den Gesamtwirkungsgrad der Anlage zu maximieren. Ein wesentliches Merkmal des Kraftwerkskonzepts ist der Einsatz eines nicht-synchronen, drehzahlvariablen Turbogenerators. Dies unterscheidet sich von herkömmlichen Kraftwerken, bei denen der Generator mit dem Netz synchronisiert ist. Der Vorteil für eine nicht-synchrone, drehzahlvariable Maschine ist ein dreifacher /IAE 19/:

- Die Komponenten Turbine, Generator und Kompressor können für hohe Drehzahlen ausgelegt werden, um die Größen dieser drei Komponenten zu reduzieren.
- Die Ausgangsleistung kann durch eine variable Drehzahl gesteuert werden, was mechanisch einfacher ist als eine Regelung durch den Turbinen-Bypass oder variablen Druck.
- Die Reaktoraustrittstemperatur kann in Abhängigkeit von der Last konstant gehalten werden, um Ermüdungsschäden an den Strukturen durch Lastfolgezyklen zu reduzieren

---

Im automatischen Lastfolgemodus erfolgt die anfängliche Reaktion auf Änderungen des Lastbedarfs durch das Kompressor-Bypass-System, das den Durchfluss zur Turbine reduziert. Danach wird die Reaktorleistung geändert, um die Kernaustrittstemperatur konstant zu halten. Wenn der Temperatursollwert erreicht ist, wird das Bypass-Ventil geschlossen /IAE 19/.

Die Wärmeabfuhr- und Notkühlsysteme sind durch die redundanten Wasser- und Luftkreisläufe vollständig passiv. Zur Erfüllung der passiven Sicherheitsfunktion sind keine aktive Betätigung, keine elektrische Energie und keine Bedienereingriffe erforderlich. Es gibt eine Notstromversorgung, die durch Dieselgeneratoren sichergestellt wird, die jedoch keine sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher versorgt /IAE 19/.

### 3.6 Leittechnik

Für die Leittechnik des EM<sup>2</sup> sind folgende Systeme vorgesehen /IAE 19/:

- Plant Control, Data, and Instrumentation System (PCDIS, Anlagensteuerungs-, Daten- und Instrumentierungssystems)
- Reactor Protection System (RPS, Reaktorschutzsystem)

Die Hauptfunktionen des Anlagensteuerungs-, Daten- und Instrumentierungssystems (PCDIS) sind:

- Annahme von Bedieneranweisungen,
- Überwachung von Prozessen und Systemen,
- Verarbeitung von Informationen und Entscheidungen zur Prozesssteuerung treffen,
- Durchführung von Steuerungsmaßnahmen durch Betätigen von Steuergeräten,
- Bericht/Protokoll von Informationen für Operatoren und das Management der Anlage

Jedes der vier Module besitzt ein eigenes Anlagensteuerungs-, Daten- und Instrumentierungssystems, das die Überwachung und Steuerung aller Betriebsabläufe ermöglicht, einschließlich Tests vor der Inbetriebnahme, Anfahren, Leistungsbetrieb, Abschalten und abnormale Bedingungen. Das PCDIS umfasst Instrumentierung, hierarchische Sequenzierung und Prozessregelkreise sowie Aktoren für den automatischen Betrieb der Anlage, wobei die manuelle Steuerung jederzeit möglich bleibt. Das PCDIS überträgt sowohl analoge als auch digitale Signale über ein Prozessleitsystem (DCS), ein prozessorbasiertes elektronisches System mit programmierbarer Software, die alle logischen und analytischen Entscheidungen

---

trifft. Das DCS verfügt über Echtzeit-Eingänge und -Ausgänge, um alle erforderlichen Funktionen, ob analog oder digital, innerhalb bestimmter Reaktionszeiten auszuführen. Es handelt sich um kommerziell bewährte Technologie, die für die digitale Steuerung von erdgas-, kohle- und fossilbefeuerten Kraftwerken sowie von Kernkraftwerken eingesetzt wird. Darüber hinaus umfasst das PCDIS auch einen Historian, eine programmierbare Datenbank mit einem eigenen Server. Der Historian speichert alle programmierten Anlagendaten und stellt sie bei Bedarf für Analysen oder Trendanalysen zur Verfügung /IAE 19/.

Die Aufgabe des Reaktorschutzsystems (RPS) ist die Einleitung von Schutzmaßnahmen als Reaktion auf Störungen, um die Schutzziele (Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente und Aktivitätsrückhaltung) zu gewährleisten. Diese Schutzmaßnahmen umfassen die schnelle Abschaltung des Reaktors, sowie zusätzliche Schutzmaßnahmen wie der Abschluss des Containments. Das Reaktorschutzsystem ist ein sicherheitsrelevantes System, das nach der seismischen Kategorie I und der elektrischen Klasse 1E kategorisiert ist. Das Reaktorschutzsystem besitzt keine elektrischen Verbindungen zum Anlagensteuerungs-, Daten- und Instrumentierungssystems und ist in separaten Räumen untergebracht. Die Sensoren des Reaktorschutzsystems messen physikalische Parameter innerhalb des Reaktorsystems, die von Prozessoren auf Auslösekriterien hin ausgewertet werden. Auf diese Weise wird bestimmt, ob eine Schutzmaßnahme erforderlich ist. Das Reaktorschutzsystem umfasst auch Schnittstellen für Operatoren und Überwachungsanzeigen /IAE 19/.

### **3.7 Wartenkonzept**

Es gibt jeweils eine separate Warte für zwei Energy Multiplier Module, die über einen separaten Raum mit eigenem Kontrollpult verfügen. Zudem gibt es eine separate Einrichtung mit dem die Module aus der Ferne sicher abgeschaltet werden können und mit einer Überwachungsmöglichkeit jedes einzelnen Moduls nach einem Unfall /IAE 19/. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor.

### **3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Konzept für personelle Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Konzept für personelle Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

---

**4 IT-Sicherheit**

Der EM<sup>2</sup> befindet sich bei der NRC zum gegenwärtigen Zeitpunkt in einem Vor-Prüfverfahren vor dem Genehmigungsantrag (pre-application activities interaction). Noch liegen keine weiteren Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt (z.B. im Genehmigungsverfahren) weitere Informationen zu den Themen Wartenkonzept, Kommunikationskonzept, personelle Betriebsorganisation und IT-Sicherheit veröffentlicht werden. Diese Informationen können dann im Rahmen eines Folgevorhabens ergänzt werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Die Reaktoren des EM<sup>2</sup>-Konzepts verwenden UC-Brennstoff mit durchschnittlich 7,7% (max. 14,5%) angereichertem Kernbrennstoff in Form von Urancarbid /IAE 22/. Die Zwischenlagerung von max. 60 Jahren findet im Reaktorgebäude, oberhalb der Reaktoren statt. Frischer Kernbrennstoff wird in der gleichen Ebene oberhalb der Reaktoren trocken gelagert. Gemäß /IAE 11/ ist demnach (ohne Freisetzungsbetrachtung) eine Einstufung in die Kat. II vorzusehen.

Die vorliegenden Unterlagen geben an, dass Unterlagen zum Physischen Schutz nicht veröffentlicht bzw. noch nicht erstellt wurden /IAE 19/. Diese sollen entsprechend den gesetzlichen Vorgaben „Abschnitt 73 – Physischer Schutz von Kraftwerken und Materialien“ erfolgen /IAE 19/. Diese inhaltlichen Vorgaben weisen große Übereinstimmungen mit denen der IAEA aus /IAE 11/ auf. Anhand dieses Hinweises und der Tatsache, dass das EM<sup>2</sup>-Konzept von General Atomics (Electromagnetic Systems) (GA-EMS) – einem Konzern mit jahrzehntelanger Erfahrung im Kernkraftwerksbau – stammt, erscheint es plausibel, dass im EM<sup>2</sup>-Konzept Maßnahmen zur Sicherung Berücksichtigung finden werden, wenngleich diese anhand der aktuellen Datenlage noch nicht identifiziert werden können.

### SMR-Standorteigenschaften

Das Anlagenlayout besitzt eine Fläche von 8,5- 9,3 ha (ohne Schaltanlagengebäude), welches durch einen Perimeter umschlossen ist /GEN 21, IAE 19/, eine entsprechende Darstellung findet sich in Abb. 2.1. Das Reaktorgebäude und die umgebenden Freiflächen befinden sich in einem eigenen, durch einen Doppelzaun abgetrennten Bereich im Inneren des Anlagengeländes (Abb. 2.1). Dieser Bereich kann durch seine offensichtliche bauliche Trennung und die dort enthaltenen Kernbrennstoffe als geschützter Bereich bezeichnet werden. Ob sich um die außerhalb gelegenen Gebäude (Verwaltung, Kühltürme, Umspannwerk) ein weiterer Perimeter befindet, der dort einen zutrittsbeschränkten Bereich herstellt, ist unklar. Andernfalls würde dieser Bereich mit dem zutrittsbeschränkten Bereich zusammenfallen.

Das Reaktorgebäude (oder bestimmte Bereiche davon) in denen sich Kernbrennstoff befindet, würden dann als innerer Bereich entsprechend /IAE 11/ bezeichnet werden. Die Doppelzaunanlage scheint an ihren Eckbereichen mit Türmen oder höher ausgeführten baulichen Strukturen ausgestattet zu sein, um vermutlich eine bessere Übersicht über den Perimeter und den inneren Bereich zu ermöglichen.

Das Reaktorgebäude kann lediglich über einen Zugang erreicht werden. Diesem Zugang vorgelagert ist ein Gebäude platziert, hinter dem sich der innere Zaun fortführt (Abb. 2.1). Hierbei handelt es sich wahrscheinlich um eine Schleuse. Aufgrund der Positionierung am einzigen Zugang und der angedeuteten Schleuse, handelt es sich bei dem Gebäude naheliegenderweise um ein Wachgebäude. Dort findet vermutlich die Zutrittskontrolle zum geschützten Bereich sowie eine entsprechende Fahrzeug- und Personenkontrolle statt.

Abb. 2.1 stellt LKW dar, die den geschützten Bereich betreten und vermutlich Materialien einbringen. Auf der Rückseite des Reaktorgebäudes findet sich ebenfalls eine Straße sowie Freiflächen. Ob hiermit Parkmöglichkeiten für PKW angedeutet werden sollen, bleibt unklar. Zu einem Durchfahrschutz liegen keine Informationen vor.

### **Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren**

Die aktivitätsführenden Bereiche beschränken sich vollkommen auf das Reaktorgebäude, da sich dort das Lager für frischen Kernbrennstoff, die Reaktoren und das Lager für abgebrannten Kernbrennstoff befindet. Während die Reaktoren und das Lager für abgebrannten Kernbrennstoff unterhalb des Geländeniveaus installiert bzw. vorgesehen sind, befinden sich die frischen Brennelemente oberhalb des Geländeniveaus. Unabhängig davon, schützt die Halle des Gebäudes jeglichen Kernbrennstoff vor äußeren Gefahren und ist auf einen Flugzeugabsturz ausgelegt /IAE 19/. Die Module sind im gleichen Reaktorgebäude untergebracht.

Als Widerstandsfähigkeit gegenüber einem Abschalterbeben wird eine Beschleunigung von 0,5 g angegeben. Hierfür leistet eine seismisch isolierte Plattform unter den Reaktoren ihren Beitrag /GEN 21/. Daher kann aus der Erdbebenwiderstandsfähigkeit kein direkter Rückschluss auf die rein bauliche Widerstandsfähigkeit von Barrieren - die für SEWD kreditiert werden könnten - geschlossen werden.

Die Erste Barriere gegen eine Freisetzung stellen die Hüllrohre der Brennelemente dar. Als zweite Ebene fungiert die Umschließung des Primärsystems. Das Primärsystem ist wiederum von einem Stahlcontainment umschlossen. Weitere Details zu Öffnungen im Containment sind in 3.3 dargestellt. Zusätzlicher Schutz wird durch die im Erdreich eingelassene Bauweise des Containmentsystems erzeugt. Das Dach der Reaktorgebäudehalle schützt den Lagerbereich für abgebrannten Kernbrennstoff und den oberirdisch angeordneten Lagerbereich für frischen Kernbrennstoff sowie die Wartungshalle, die alle vier Reaktoren versorgt /GEN 21/. Auch wenn nicht explizit erwähnt, so kann aus der schützenden Wirkung der Reaktorhalle gegen externe

---

Bedrohungen sowie einen Flugzeugabsturz die Reaktorhalle als eine zusätzliche Barriere angesehen werden.

Informationen zu den Zugängen zum Anlagengelände, geschützten Bereich und dem Reaktorgebäude (innerer Bereich) sowie Grundrisse sind nicht verfügbar. Daher können keine Aussagen über die Qualität von Wänden, Fenstern, Türen oder sonstigen Öffnungsverschlüssen gemacht werden. Die Tatsache, dass die Reaktorhalle gegen einen Flugzeugabsturz ausgelegt ist, deutet jedoch auf eine Berücksichtigung von Sicherungsbelangen, bereits bei der Designphase hin. Es erscheint daher plausibel, dass auch eine entsprechende Widerstandsfähigkeit von Wänden, Türen, etc. im EM<sup>2</sup>-Konzept unterstellt werden können.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

In den Unterlagen werden keine technischen Sicherungseinrichtungen explizit erwähnt. Aufgrund einiger Hinweise zu baulichen Maßnahmen (s.o.) können jedoch Plausibilitäten abgeleitet werden:

Das Vorhandensein von Perimetern (Anlagengelände, geschützter Bereich) lässt die Installation von Detektions- und Verifikationseinrichtungen als naheliegend erscheinen, da ein Perimeter ohne zusätzliche Detektion und Verifikation keinen Mehrwert für die Sicherung bietet. Diese Signale müssten wiederum zu einer Alarmierung (Bspw. durch eine Gefahrenmeldeanlage) im Falle eines Eindringens führen. Es ist weiterhin plausibel zu unterstellen, dass diese Informationen an einer zentralen Stelle (Alarmzentrale) gebündelt zusammenlaufen, wenngleich bis dato keine expliziten Hinweise dafür vorliegen.

Inwiefern eine Zutrittskontrolle für das Anlagengelände baulich und/oder technisch umgesetzt ist, geht aus den vorliegenden Unterlagen ebenfalls nicht hervor, jedoch kann aus der Anzahl der Mitarbeiter (377 für Betrieb erforderlich) von dem Erfordernis eines möglichst effizienten Verfahrens, also einem elektronischen Zutrittskontrollsystem (ZKS) ausgegangen werden.

Im Reaktorgebäude sind ebenfalls technische Sicherungseinrichtungen zu erwarten, jedoch ist hier die Informationsgrundlage nicht ausreichend, um das Vorhandensein bestimmter Maßnahmen zu unterstellen und zu diskutieren.

## Personelle Sicherungsmaßnahmen

Wie bei den oben genannten Informationen zu baulichen und technischen Sicherungseinrichtungen erwähnt, kann das Vorhandensein eines Sicherungs-/Wachdienstes ebenfalls unterstellt werden. Der Betreiber GM-EMS besitzt große Erfahrung in der Errichtung konventioneller Kernkraftwerke, sodass die Wichtigkeit dieser personellen Maßnahmen hinlänglich bekannt ist. Darüber hinaus bieten das Vorhandensein eines Wachgebäudes an der Zufahrt zum geschützten Bereich sowie die Andeutung von Türmen an der Doppelzaunanlage des geschützten Bereichs weitere Anhaltspunkte für konkrete Sicherungsfunktionen, die entsprechendes Personal zu erfüllen hat.

Zu diesen Funktionen kann plausibel die Zutrittskontrolle, insbesondere für den geschützten Bereich, die Kontrolle der Umschließung des geschützten Bereichs an der Doppelzaunanlage nebst Wachtürmen sowie Verarbeitung von Verifikations- und Alarmmeldungen gezählt werden. Eine Räumlichkeit entsprechend einer Alarmzentrale ist für die Ausübung letzterer Funktion essenziell. Sie könnte im geschützten Bereich, assoziiert mit dem Kontrollraum für Sicherheitsbelange untergebracht sein. Andernfalls böte sich lediglich das Zugangsgebäude oder das Verwaltungsgebäude an, welche aufgrund ihrer Positionierung an bzw. vor dem Perimeter jedoch nicht vorteilhaft wären.

Zu den Themen: Aufenthaltsräume für Sicherungspersonal, Sicherungsbeauftragter, Ersatzmaßnahmen, Qualifikation, Zuverlässigkeit, Anzahl und Verfügbarkeit können im derzeitigen Konzeptstatus keine Aussagen getroffen werden.

**Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Durch die lediglich alle 30 Jahre erfolgende Beladung eines Moduls mit Kernbrennstoff, bei einem gleichzeitig angestrebten Anlagenbetriebszeitraum von 60 Jahren, bedeutet dies lediglich einen einmaligen Kernbrennstofftausch /Gen 21/. Dies reduziert zeitlich die Möglichkeiten für SEWD am freiliegenden Kernbrennstoff, insbesondere durch Innentäter enorm. Diese seltene Handhabung von Kernbrennstoff wird zusätzlich als Maßnahme gegen die Proliferation von Kernbrennstoff gesehen. Aufgrund dieser zeitlich beschränkten Handhabung von Kernbrennstoff, wird entsprechendes Equipment zur Handhabung von Kernbrennstoff (vermutlich Kran) nicht auf der Anlage dauerhaft zur Verfügung stehen und stünde daher auch nicht für potenzielle SEWD zur Verfügung, was sich ebenfalls positiv auf die Sicherung auswirkt /GEN 22/.

Es ist eine Notstromversorgung über Dieselgeneratoren vorgesehen, daher wäre das Vorsehen einer Notstromversorgung für Sicherungseinrichtungen vermutlich umsetzbar.

## 6 Stand der Realisierung

Bislang gibt es noch keine konkreten Pläne zum Bau einer auf dem Konzept des EM<sup>2</sup> basierenden Anlage. General Atomics befindet sich im Rahmen von Pre-Application-Activities im Dialog mit der NRC. Dabei sollen die vordergründigen Problemstellungen, die in einem Genehmigungsverfahren in den USA auftreten könnten, vorab identifiziert und Lösungsansätze gefunden werden. Mit dem Bau und Betrieb einer Demonstrationsanlage sollen die Sicherheitseigenschaften des Konzepts belegt werden. Auch die Qualifizierung des Brennstoffs soll anhand der Demonstrationsanlage erfolgen. Anschließend wird General Atomics die Bauartgenehmigung (Design Certification) für den EM<sup>2</sup> anstreben und einen Prototypen des Reaktors bauen. /IAE 19/

## 7 Quellen

- /GEN 21/ General Atomics: Pre-Application License Review of Silicon Carbide Composite Clad Uranium Carbide Fuel for Long-Life Gas-Cooled Fast Reactor Cores, Energy Multiplier Module Accelerated Fuel Qualification Strategy, ML21181A189, verfügbar unter: <https://www.nrc.gov/docs/ML2118/ML21181A189.pdf>, Zugriff: 02.09.2022.
- /GEN 22/ General Atomics: Advanced Reactors, 2022, online:  
<https://www.ga.com/nuclear-fission/advanced-reactors>, Zugriff: 02.09.2022.
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 19/ International Atomic Energy Agency: Status Report – EM<sup>2</sup> (General Atomics), 30.09.2019, Verfügbar unter: [https://aris.iaea.org/PDF/EM2\(GeneralAtomics\)2020.pdf](https://aris.iaea.org/PDF/EM2(GeneralAtomics)2020.pdf), Zugriff: 02.09.2022.

## Abkürzungsverzeichnis

DRACS	Direct Reactor Auxiliary Cooling System
EM <sup>2</sup>	Energy Multiplier Module
HTA	Hochtemperaturabsorber
NRC	Nuclear Regulatory Commission
PCU	Power Conversion Unit
USA	United States of America

## A.6 SMR-Steckbrief: „Integral Molten Salt Reactor“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Der Integral Molten Salt Reactor (IMSR) ist ein SMR-Konzept des kanadischen Unternehmens Terrestrial Energy. Einzelne Anlagenmodule sind kompakt gestaltet, um in Fabriken vorgefertigt und per LKW zum Standort transportiert werden zu können. Neben dem Einsatz des IMSR für die Stromproduktion in der Grundlastversorgung und im Lastfolgebetrieb sieht Terrestrial Energy auch Anwendungsmöglichkeiten in der direkten Kopplung der Anlage mit industriellen Einrichtungen (Cogeneration). Um letztere näher zu betrachten, hat Terrestrial Energy Vereinbarungen mit KBR, einem Zulieferer für technische Einrichtungen zur Produktion von Ammoniak und Wasserstoff /WNN 22/ sowie mit der kanadischen Invest Alberta geschlossen. Invest Alberta wird die Kommerzialisierung des IMSR unterstützen und dabei den Fokus auf die Reduzierung von CO<sub>2</sub>-Emissionen aus der Öl-, Gas- und petrochemischen Industrie legen /WNN 22a/.

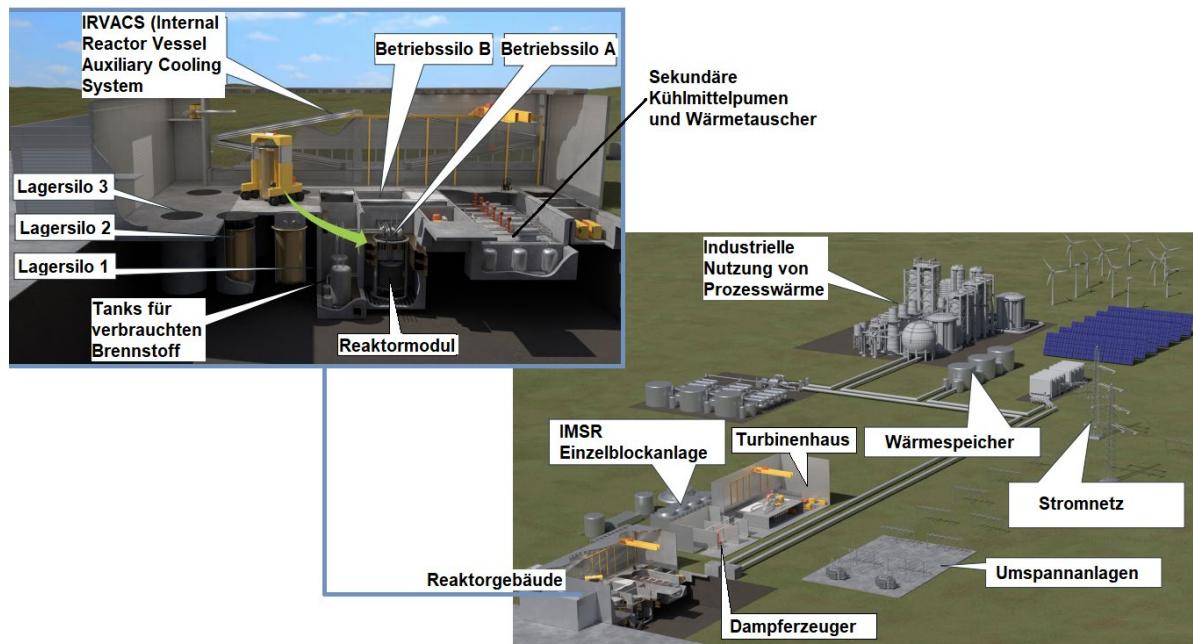
### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Beim IMSR handelt es sich um einen Salzsenschmelzreaktor mit integraler Bauweise. Ein solcher Reaktor verfügt über eine Leistung von 440 MW<sub>th</sub> bzw. 195 MW<sub>e</sub>. Terrestrial Energy gab bekannt, dass eine Anlage zwei solcher Reaktoren und zwei Turbosätze umfassen, also eine elektrische Gesamtleistung von 390 MW<sub>e</sub> liefern soll /TER 21/. Diese Konfiguration wird als IMSR400 bezeichnet. Die Anlage ist auf eine Betriebsdauer von 56 Jahren ausgelegt. Wichtige Betriebsparameter des IMSR sind in Tab. 2.1 aufgeführt. Abb. 2.1 zeigt beispielhaft das Anlagenlayout einer Anlage mit einem einzelnen IMSR-Modul.

**Tab. 2.1** Betriebsparameter des IMSR

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Integraler Salzsenschmelzreaktor
Thermische / elektrische Leistung	440 MW <sub>th</sub> / 195 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	56 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Fluoridsalz / Graphit
Kühlmittelumwälzung	Zwangsumlauf
Primärkreisdruck	< 4 bar
RDB Durchmesser / Höhe	3,7 m / 10,0 m
Sicherheitsbehälter	„Guard Vessel“ (Stahl)

Eigenschaft	Wert
Reaktorkern	Zylindrischer Kern, flüssiger Brennstoff im Primärkühlmittel gelöst
Brennstoff	UF <sub>4</sub> (flüssig)
Anreicherung	<4 %
Reaktivitätskontrolle	Negativer Temperaturkoeffizient, Absorberstäbe, flüssiger Neutronenabsorber
Neutronengift (Überschussreaktivität)	Keine Überschussreaktivität erforderlich, Abbrandkompensation durch Brennstoffzugabe
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	620 °C / 700 °C
Aktive Kernhöhe	4 m
Revisionszyklus	7 Jahre
Personalbedarf Betrieb / Revision	k. A.
Primärer Wärmetauscher Typ / Anzahl	- / 6
Betriebsart der primären Wärmetauscher	Primärkühlmittel mantelseitig, Sekundärkühlmittel in Rohren
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	Fluoridsalz / Nitratsalz
Sekundärkreisdruck	k. A.
Flächenbedarf	45.000 m <sup>2</sup>
Notfallplanungszone	Beschränkt auf Anlagengelände
Bemessungserdbeben	0,3 g
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	Tanks für abgepumpten Brennstoff
Not-/Nachkühlsysteme	IRVACS
Not-Wechselstromversorgung	k. A.
Not-Gleichstromversorgung	k. A.
Kernschadenshäufigkeit	Kernschmelze designbedingt irrelevant
Karenzzeit	Unbegrenzt
SAMG für Kern / SHB	k. A.



**Abb. 2.1** Anlagenlayout einer IMSR-Einzelblockanlage (modifiziert nach /TER 19/)

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

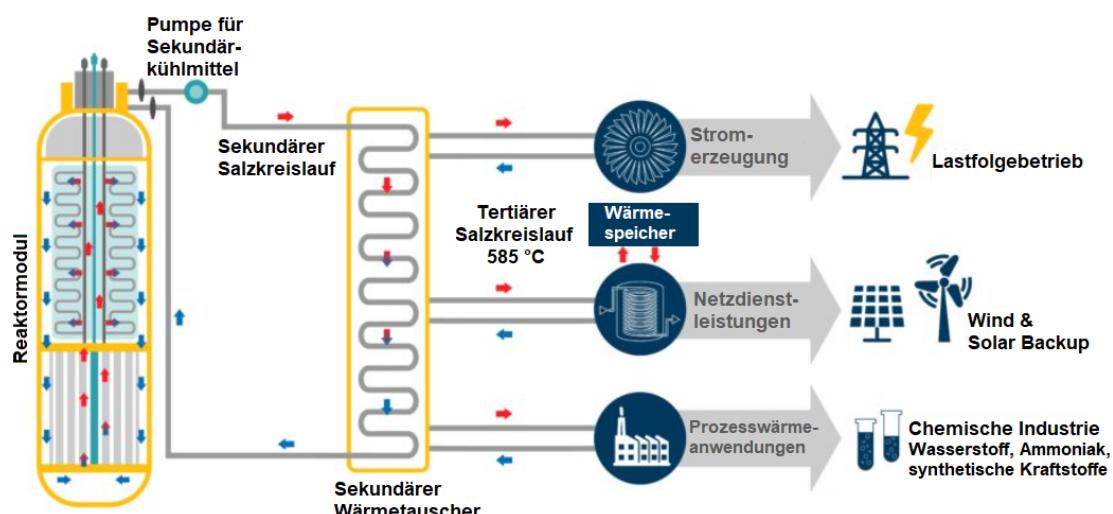
Aufgrund des integralen Designs des IMSR sind die Primärkreispumpen, primären Wärmetauscher und Abschaltstäbe innerhalb des Reaktorbehälters untergebracht. Ein solches Reaktormodul soll in einer Fabrik gefertigt und montiert und im Ganzen zur Anlage transportiert werden, wo es mit dem separat transportierten Salz und dem darin gelösten Brennstoff befüllt und in Betrieb genommen wird. Das Salz mit dem Brennstoff wird im festen Aggregatzustand transportiert und erst innerhalb der Anlage aufgeschmolzen. Ein Reaktormodul soll für eine Dauer von sieben Jahren verwendet werden, sodass pro Kraftwerkseinheit über die Gesamtbetriebslebensdauer acht Reaktormodule benötigt werden. Bei Betriebsbeginn wird das erste Reaktormodul in einen Sicherheitsbehälter („Guard Vessel“) innerhalb eines sogenannten Betriebssilos eingesetzt und an die angrenzenden Systeme angeschlossen. Nach sieben Jahren wird ein zweites Reaktormodul in das zweite Betriebssilo eingesetzt. Das erste Reaktormodul verbleibt zum Abklingen während des zweiten Betriebszyklus in seinem Betriebssilo. Nach dem zweiten Betriebszyklus wird der Brennstoff aus dem ersten Reaktormodul in Lagertanks für verbrauchten Brennstoff gepumpt. Das brennstofffreie Reaktormodul wird in ein Lagersilo umgesetzt. Das somit freigegebene erste Betriebssilo wird anschließend mit dem dritten Reaktormodul bestückt, während das zweite Reaktormodul im zweiten Betriebssilo abklingt.

Der Reaktorkern wird durch eine Graphitstruktur gebildet, die auch als Moderator dient. Als Brennstoff wird niedrig angereichertes Urantetrafluorid ( $UF_4$ ), das in gelöster Form im

Primärkühlmittel vorliegt, eingesetzt. Dabei handelt es sich um ein Fluoridsalz ohne Zusätze von Lithium oder Beryllium, wodurch die Bildung von Tritium minimiert werden soll. Die Salzschorle durchströmt den Reaktorkern von unten nach oben und wird dabei auf 700 °C erwärmt. Oberhalb des aktiven Kernbereichs steigt sie weiter auf, bis sie den oberen Teil des Reaktorbehälters erreicht. Dort wird sie umgelenkt und mantelseitig durch die sechs primären Wärmetauscher geleitet. Die Salzschorle wird dabei auf 620 °C abgekühlt und sinkt im Randbereich des Reaktorbehälters ab, um den Reaktorkern erneut durchströmen zu können. Diese Zirkulation des Primärkühlmittels wird durch Pumpen aufrechterhalten. Reaktivitätsverluste durch den Abbrand des Brennstoffs werden im laufenden Betrieb durch Zugabe kleiner Mengen frischen Brennstoffs kompensiert. Somit kann auf eine Überschussreakтивität am Zyklusbeginn verzichtet werden.

### 2.3 Sekundär- und Tertiärcampus

Sekundärseitig werden die Rohre der Wärmetauscher von der Salzschorle des Sekundärkreises durchströmt, die ebenfalls durch eine Pumpe umgewälzt wird. Im Sekundärkreis wird beim IMSR ebenfalls eine Fluoridsalzschorle verwendet. Diese transportiert die Wärme zu einem sekundären Wärmetauscher und überträgt sie dort an das Solarsalz (Nitratsalz) des tertiären Kühlkreises. Letzteres wird dabei auf 585 °C erwärmt. Mit dem Solarsalz verlässt die Wärme den nuklearen Anlagenteil. Im konventionellen Anlagenteil kann sie anschließend genutzt werden, um an einem Dampferzeuger Dampf für den Antrieb einer Turbine zur Stromerzeugung zu nutzen. Alternativ kann entweder das Salz direkt oder erzeugter Dampf genutzt werden, um industrielle Prozesse mit Wärme zu versorgen. Auch die zwischenzeitliche Speicherung von Wärme ist möglich. Die Kühlkreisläufe des IMSR sind in Abb. 2.2 dargestellt.



**Abb. 2.2** Kühlkreisläufe des IMSR und Nutzungsmöglichkeiten /TER 22/

### 3 Auslegung

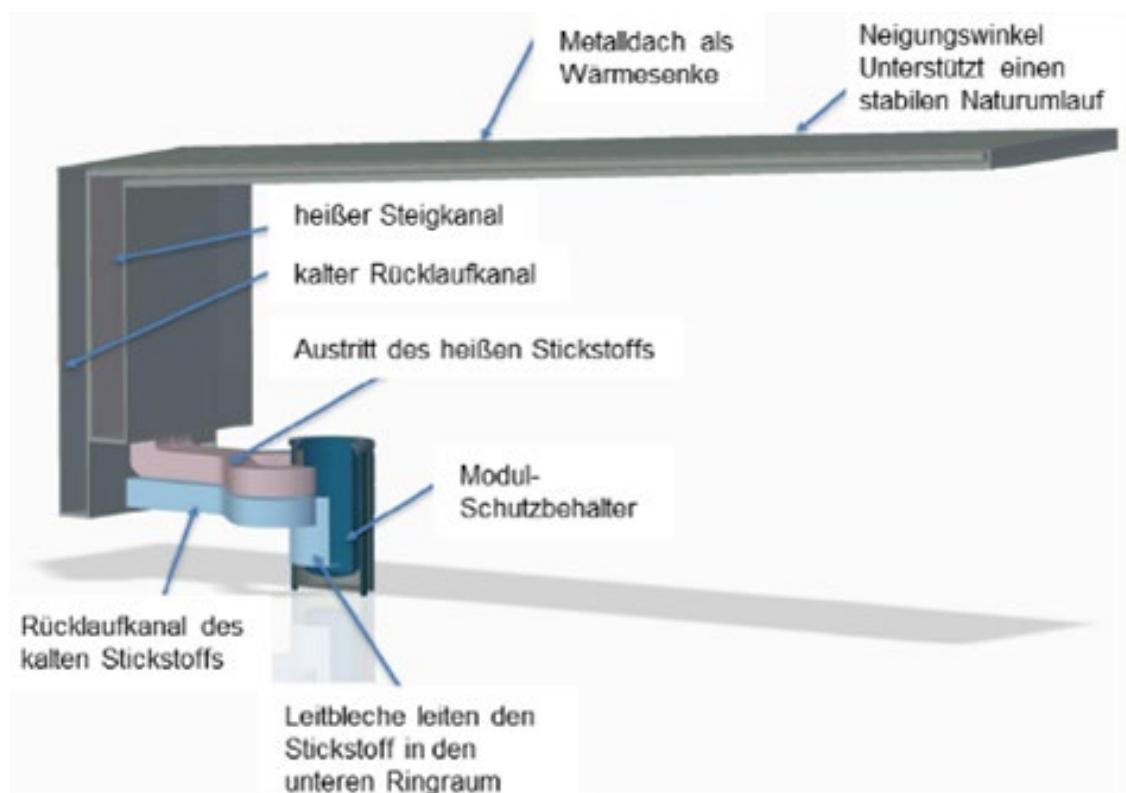
Sowohl die Reaktivitätskontrolle als auch die Kühlung des Reaktors sollen jederzeit passiv funktionieren. Für die gezielte Regelung der Reaktivität stehen zusätzliche Mittel zur Verfügung. Stör- und Unfallszenarien, die für Leichtwasserreaktoren von Bedeutung sind, sollen beim IMSR konzeptbedingt eliminiert sein.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Zur betrieblichen Regelung der Reaktivität stehen Absorberstäbe zur Verfügung. Im Normalfall soll jedoch der negative Temperaturkoeffizient des Primärsalzes zur Reaktivitätskontrolle ausreichen. Somit lässt sich die Reaktivität über die Förderrate der Pumpe im Sekundärkreis regeln. Eine geringere Förderrate führt über einen verringerten Wärmetransport zur Erwärmung des Primärkreises und damit zu einer Verringerung der Reaktivität. Wird bei erhöhter Förderrate mehr Wärme aus dem Primärkreis abgeführt, wird die Reaktivität durch den negativen Temperaturkoeffizienten erhöht. Im Falle eines Verlusts der Stromversorgung oder der Zwangsumwälzung des Kühlmittels werden die Absorberstäbe zur Abschaltung des Reaktors verwendet. Notfalls soll jedoch auch in einem solchen Fall der negative Reaktivitätskoeffizient ausreichen. Deshalb werden die Absorberstäbe nicht als sicherheitsrelevant betrachtet. Sollte es dennoch zu einem Überhitzen des Reaktors kommen, sind Behälter vorhanden, die bei zu hohen Temperaturen schmelzen und somit einen flüssigen Neutronenabsorber bereitstellen, der eine diversitäre Möglichkeit der Abschaltung darstellt.

#### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

Bei einem Ausfall der Kühlmittelpumpen im Primärkreislauf kann die Nachzerfallswärme zunächst auch im Naturumlauf über die primären Wärmetauscher abgeführt werden. Für die längerfristige Nachkühlung steht das ebenfalls passiv funktionierende interne Reaktorbehälter-Hilfskühlsystem (Internal Reactor Vessel Auxiliary Cooling System, IRVACS) zur Verfügung. Dieses ist in Abb. 3.1 abgebildet. Die vom Reaktorbehälter auf den Guard Vessel übertragene Wärme wird vom IRVACS aufgenommen. Es besteht aus einem Leitungssystem, in dem Stickstoff im Naturumlauf zirkulieren kann. Dieser transportiert die Wärme über das Leitungssystem, das sich bis zum Dach eines Hilfsgebäudes erstreckt. Dort erfolgt die Wärmeabgabe an die Umgebungsluft. Der abgekühlte Stickstoff wird über das Leitungssystem zurück zum Guard Vessel geleitet. Da das IRVACS nicht unter Druck gesetzt wird, soll es seine Funktion auch im Falle eines Lecks weiterhin erfüllen können.



**Abb. 3.1** Passives Nachwärmeabfuhrsystem IRVACS des IMSR /LBO 16/

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Als erste Barriere gegen eine Freisetzung von Spaltprodukten nennt Terrestrial Energy das auch als Kühlmittel dienende Fluoridsalz, in dem die meisten Spaltprodukte chemisch gebunden werden könnten. Der Reaktorbehälter stellt die zweite Barriere dar. Der ihn umschließende Guard Vessel fungiert als dritte Barriere. Ein Versagen der Behälter durch Druck soll ausgeschlossen sein, da der Primärkreis annähernd drucklos betrieben wird. Beschädigungen durch Überhitzen sollen durch die vorhandenen Kühlsysteme wirksam verhindert werden. /IAE 20/ Abschirmungen aus Stahlbeton, die die Silos umgeben, sollen die Strukturen vor Einwirkungen von außen schützen.

### 3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen

Die Entwicklung des IMSR zielt darauf ab, möglichst inhärente Sicherheit zu erreichen. Somit sollen weder Eingriffe des Betriebspersonals noch eine Stromversorgung erforderlich sein, um die Schutzziele jederzeit zu erfüllen. Durch den Betrieb bei geringem Primärkreisdruck und die Abwesenheit von Wasser bzw. Dampf werden Faktoren, die ansonsten eine Freisetzung von Radioaktivität bei Unfällen begünstigen, eliminiert. Somit soll es bei Störfällen nicht erforderlich sein, eine Druckentlastung durchzuführen oder zusätzliches Kühlmittel zuzuführen.

### **3.5 Elektrotechnik**

Es gibt Dieselgeneratoren, die für die Notstromversorgung der Gebäudeeinrichtungen und ausgewählte Prozesssysteme der Anlage sorgen. Für jeden Reaktorblock gibt es ein eigenständiges Dieselgeneratorgebäude. Jedes Gebäude hat zwei abgetrennte Bereiche, die mit einem redundanten, jedoch nicht erdbebensicher ausgelegten Notstromdieselgenerator ausgestattet sind. Die Gebäude sind so angeordnet, dass unterirdische Verbindungen zum Reaktorhilfsgebäude und zum Kontrollgebäude führen /TER 23/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

### **3.6 Leittechnik**

Der IMSR SMR erfordert kein aktives System zur Aufrechterhaltung der Leistungsregelung in einem Auslegungsstörfall, da die sicherheitstechnische Kontrollfunktion für die Reaktorleistung ein inhärenter Teil der grundlegenden physikalischen Eigenschaften des Reaktors ist. Ein Schutzsystem für die Komponenten der Anlage und ein Anlagensteuerungssystem sind die einzigen Steuerungsfunktionen der Anlage /IAE 22/. Die Hauptfunktionen des Leittechniksystems betreffen im Wesentlichen die integrierte Steuerung der Produktion, Verriegelungen für die Sicherheitskoordination und die Überwachung des Systemstatus. Im Vergleich zur konventionellen Nukleartechnik arbeiten einige der kerninternen Messgeräte und Prozessausrüstungen für die Salzsysteme in einer Umgebung mit höheren Temperaturen /TER 20/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Leittechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Leittechnik veröffentlicht werden.

### **3.7 Wartenkonzept**

Die Warte befindet sich im Kontrollgebäude und wird für beide Einheiten einer 2-Einheiten-Anlage verwendet. Das Kontrollgebäude ist Erdbebensicher und für alle anderen postulierten Naturphänomene ausgelegt, so dass die Operateure die Warte nicht während des Betriebs oder bei einem Auslegungsstörfall verlassen müssen. Die Warte besitzt eine unterbrechungsfreie Stromversorgung und eine Atemluftversorgung für Notfallszenarien, um

sicherzustellen, dass mindestens eine Steuerungseinrichtung in allen Betriebszuständen betriebsbereit ist. Die Notbetriebsbeleuchtung der Warte wird durch das unterbrechungsfreie Wechselstromsystem gespeist und steht in den Räumen des Kontrollgebäudes und anderen kritischen Bereichen zur Verfügung. Abschirmungs-, Luftreinigungs- und Klimatisierungssysteme sind in den Einrichtungen zur Reaktorsteuerung vorhanden sein /TER 20/, /TER 23/.

Von der Warte aus kann der Operator alle Funktionen der Anlagensteuerung, -überwachung und -sicherheit wahrnehmen. Falls die Warte dennoch unverfügbar werden sollte, gibt es eine erdbebensichere Notwarte (Secondary Control Areas, (SCA)), die über einen ebenfalls erdbebensicheren Weg zu erreichen ist. Zudem gibt es weitere Räume, die lokale Überwachungs- und Kontrollmöglichkeiten bieten und die je nach Bedarf über die gesamte Anlage verteilt sind /TER 20/.

### **3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur Personellen Betriebsordnung vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Personellen Betriebsordnung veröffentlicht werden.

## 4 IT-Sicherheit

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das IMSR-SMR Konzept verwendet in seinem Reaktor Brennstoff in Form von  $\text{UF}_4$ , mit einer zugehörigen Anreicherung von <4%. Zudem wird vor Ort abgebrannter und frischer Kernbrennstoff gelagert. Entsprechend Tab. 1 /IAE 11/ ist ein ISMR Reaktor als Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) zu klassifizieren. Hieraus ergeben sich die entsprechenden Anforderungen an die Sicherung gemäß /IAE 11/.

### SMR-Standorteigenschaften

In /IAE 22/ finden sich Informationen über ein Anlagenlayout, welches auf zwei IMSR-SMR-Einheiten aufbaut. Mit einer thermischen Leistung von 884 Mw<sub>(t)</sub> liegt die „Doppelblock“ Anlage im Zentrum dieses Layouts (Abb. 5.1). Zur Nutzung der Wärme des Tertiärcreislaufs ist ein weiteres Anlagengebäude nachgeschaltet, in dem eine Nutzung dieser Wärme zur Stromerzeugung oder für wärmebasierte Prozesse vorgesehen ist. Das Anlagengelände kann Größen von etwa 4,5- 7 ha aufweisen und liegt damit in etwa im Durchschnitt anderer SMR-Konzepte (Vgl. Abb. 5.1 und Abb. 5.2).

Aus der Darstellung in Abb. 5.1 können auch viele Hinweise auf den physischen Schutz entnommen werden. Die Doppelblockanlage ist von einem Perimeter - einer Doppelzaunanlage - umschlossen und kann nur über eine Zufahrt erreicht werden. Die Zufahrt hat eine Umhausung (möglicherweise für eine Strahlenschutzmessung) und es befindet sich ein Gebäude, vermutlich ein Wachgebäude, an dieser Zufahrt, an der eine Kontrolle des Zugangs naheliegenderweise durchgeführt wird. Auch die Durchführung von Fahrzeug- und Personenkontrollen an dieser Zufahrt bzw. diesem Gebäude ist plausibel. Anhand der Gestaltung der Zufahrt, des Parkplatzes im Vorfeld sowie nur marginal vorhandenen Parkplätzen an der Doppelblockanlage, ist von einem weitgehenden Verbot für Fahrzeuge auf dem Anlagengelände auszugehen.

Anhand der Doppelzaunanlage erscheint es plausibel, dass die Doppelblockanlage zum geschützten Bereich zu zählen ist und das sich der innere Bereich im Sinne der /IAE 11/ innerhalb der Reaktorgebäude befindet. Zwischen den Reaktorgebäuden ist ein gläsernes Gebäude vorgesehen, bei dem es sich um ein allgemeines Kontrollgebäude handelt /IAE 22/. Die Hilfsanlagengebäude sind als kleine kubische Anbauten an den Reaktorgebäuden ausgeführt.

Aus Abb. 5.1 kann weiterhin abgeleitet werden, dass bei Terrestrial Energy Inc. ein Bewusstsein und Erfahrung für den Implementierung für die Sicherung vorherrscht. Dies kann

man aus der Tatsache ableiten, dass bei den Anlagengebäuden im Hintergrund der Doppelblockanlage kein Perimeter und keine geschützte Zufahrt zu erkennen ist, somit wurden diese Maßnahmen bewusst für die Doppelblockanlage vorgesehen. Auch zeigt ein zweites Anlagenlayoutkonzept (Vgl. Abb. 5.2) vergleichbare Sicherungseinrichtungen.

Anhand der Gestaltung der Zufahrt, des Parkplatzes im Vorfeld sowie nur marginal vorhandenen Parkplätzen an der Doppelblockanlage, ist von einem weitgehenden Verbot für Fahrzeuge auf dem Anlagengelände auszugehen. Dennoch können Fahrzeuge in den zutrittsbeschränkten Bereich gelangen.



**Abb. 5.1** Anlagenlayout einer Doppel IMSR-SMR Anlage /IAE 11/. Im Vordergrund befinden sich die Anlagenreaktorgebäude der zwei SMR-Blöcke, im Hintergrund sind Einrichtungen für eine thermo-/elektrische Nutzung der erzeugten Wärme zu sehen.

### Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Die bauliche Ausführung der Wände und Öffnungsverschlüsse des Reaktorgebäudes ist in den Unterlagen nicht beschrieben. Aus Abb. 5.1 und Abb. 5.2 kann entnommen werden, dass die Reaktorgebäude über wenige (möglicherweise nur einen) Öffnungsverschlüsse verfügen, Fenster sind beispielsweise gar nicht erkennbar. Dies ist aus Sicht der Sicherung positiv einzuschätzen. Es ist jedoch anzumerken, dass durch die Konzeption des zwischen den Reaktorgebäuden gelegenen Kontrollgebäudes nicht klar zu ermitteln ist, wie viele Zugänge innerhalb des Kontrollgebäudes zu den Reaktorgebäuden bestehen. Diese sollten überwacht und ihrer Anzahl minimiert sein.

Wie in 3.3 geschildert, gibt es drei genannte Ebenen um den Kernbrennstoff. Zunächst ist dies das auch als Kühlmittel fungierende Fluoridsalz, gefolgt vom dem Reaktorbehälter als zweite Barriere. Dieser wird wiederum vom Guard Vessel umschlossen und stellt damit die dritte Ebene dar. Die siloförmigen Strukturen der Guard Vessel werden von einer Abschirmung aus Stahlbeton umgeben, die einen Schutz der Strukturen gegen Einwirkungen von außen bieten sollen. Die SMR-Module befinden sich unterhalb der Geländeoberkante und sind im Boden eingelassen. Auch die Lagersilos für abgebrannte Brennelemente sind unterhalb der Geländeoberkante eingelassen /HIL 20/.

Die radioaktiven Stoffe liegen alle innerhalb des Containment Systems, das aus einer gasdichten Metallhülle besteht. Hierzu zählen das radioaktive Material in den Reaktoren, die Lagertanks brennstoffhaltigen Fluoridalzes, Gastanks, eine heiße Zelle und Verbindungsrohre /IAE 22/. Die im Boden eingelassenen Lagersilos sind baulich durch eine Stahlbetonkonstruktion besonders gegen Einwirkungen von außen geschützt. Diese Räumlichkeiten sind auch als die aktivitätsführenden Bereiche zu klassifizieren.

Bei der Erdbebensicherheit von 0,3 g /GRS 22/ ist nicht klar um welche Art von Bemessungserdbeben es sich handelt und ob die baulichen Strukturen diese Widerstandsfähigkeit aufweisen, oder ob technische Hilfsmittel hierfür herangezogen werden. Eine Darstellung aus /TER 22/ zeigt einen Querschnitt durch ein Reaktorgebäude einer IMSR-Anlage. Dort kann entnommen werden, dass im Gegensatz zu den Innenwänden, die Außenwände des Reaktorgebäudes eine signifikant größere Wandstärke aufweisen. Es ist zu unterstellen, dass sich die Wandstärken an denen konventioneller Kernkraftwerke orientiert und daher eine entsprechende Barrierewirkung entfalten.

## **Technische Sicherungseinrichtungen**

Wie bereits beschrieben, ist das Anlagengelände um die Reaktordoppelblöcke mit einem Perimeter in Form einer Doppelzaunanlage geschützt (Abb. 5.1). Die Zäune säumen einen zwischen ihnen befindlichen befestigten Bereich, welcher entweder für eine Bestreifung oder für Detektionssysteme genutzt werden kann. Da ein Perimeter ohne die Funktionen Detektion, Verifikation und Alarmierung keine Sicherungsfunktion besitzt, ist zu unterstellen, dass auch solche Systeme an der Doppelzaunanlage installiert werden.

Ein zweites Anlagenlayout (Abb. 5.2) für den Standort Darlington bestätigt das grundsätzliche Vorsehen einer Doppelzaunanlage um die Reaktorgebäude die bisher getroffenen Annahmen zu technischen Sicherungsmaßnahmen. Hier ist jedoch zusätzlich vor der Zufahrt zum geschützten Bereich eine Schleuse mit angedeutetem Durchfahrschutz zu erkennen.

Informationen zu einer Alarmzentrale, in der Meldungen der technischen Systeme aufgeschaltet sind, sind nicht verfügbar. Es erscheint jedoch plausibel, dass eine Räumlichkeit mit dieser Funktion vorgesehen ist.



**Abb. 5.2** Darstellung eines IMSR-Anlagenlayouts für den Standort Darlington, auf einem 7 ha großen Grundstück /TER 21/.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Zu personellen Sicherungsmaßnahmen finden sich keine expliziten Informationen für das IMSR SMR-Konzept. Anhand der Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen, die anzunehmender Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktion überprüft bzw. verarbeitet.

Auch das Vorhandensein eines Wachgebäudes an der Schleuse muss zur Wahrung seiner Funktion mit Sicherungspersonal besetzt sein. Dies ist ein weiterer Hinweis, für das Vorsehen von Sicherungspersonal.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

### **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Bei einer angesetzten Betriebszeit von 56 Jahren soll alle 7 Jahre eine Revision durchgeführt werden. Eine Anlage ist mit zwei Reaktormodulen ausgestattet, die jedoch nicht gleichzeitig, sondern nacheinander, entsprechend des 7-jährigen Zyklus betrieben werden. Nach dem

Ende des ersten Zyklus wird der zweite Reaktor mit Brennstoff befüllt und hochgefahren, während der Kernbrennstoff im ersten Reaktor über den zweiten 7 Jahreszyklus abklingen kann. Zum Ende des zweiten Zyklus wird dann der abgeklingene Brennstoff des ersten Moduls in Lagertanks abgepumpt und das nun leere Reaktormodul durch ein frisches ersetzt. Demnach treten für die gesamte Betriebszeit 8 Kernbrennstoff bzw. Modulwechsel auf. Dadurch, dass der Kernbrennstoff nicht mit einem Kran freigehandhabt wird, sondern in einen Behälter gepumpt wird, ist dieser nicht unmittelbar frei zugänglich, was sich vorteilhaft auf die Sicherung auswirkt.

Es liegen keine Informationen über eine Notstromversorgung vor, welche für Sicherungsbelange kreditiert werden könnte.

## 6 Stand der Realisierung

Terrestrial Energy strebt den Bau von IMSR Anlagen zunächst in Kanada und den USA an. Dazu trat das Unternehmen im Oktober 2019 im Rahmen sogenannter Pre-Application Activities, die als Vorbereitung für ein geplantes Genehmigungsverfahren durchgeführt werden können, in Dialog mit der Nuclear Regulatory Commission (NRC). In Kanada wurde für den IMSR ein Vendor Design Review (VDR) durch die Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) durchgeführt, um die Genehmigungsfähigkeit des Konzepts im Sinne seiner Vereinbarkeit mit den Vorgaben des kanadischen Regelwerks zu prüfen. Der VDR wurde im April 2023 abgeschlossen. Als Ergebnis wurde festgehalten, dass keine grundsätzlichen Hindernisse einer Genehmigung des IMSR im Rahmen des kanadischen Regelwerks entgegenstehen. Da die Auslegung des IMSR in einigen Details noch nicht abgeschlossen ist, wurden Bereiche identifiziert, die zu späterem Zeitpunkt Gegenstand eines Follow-Up des VDR sein sollen. Dazu gehören Details der Reaktorkernauslegung und der Instrumentierung, weitere Nachweise der Wirksamkeit der Mittel zur Leistungsregelung und Reaktorabschaltung und zum Anlagenverhalten im niedrigen Leistungsbereich, Sicherheitsanalysen zum Nachweis der Funktionalität der passiven Sicherheitseinrichtungen, insbesondere des IRVACS sowie die Validierung der dabei verwendeten Software. Zudem seien Wissenslücken bezüglich der Reaktorchemie zu schließen. /CNS 23/ Die Aufsichtsbehörden Kanadas und der USA kooperieren bei der Überprüfung der eingereichten Dokumente.

Die Inbetriebnahme einer ersten IMSR-Anlage plant Terrestrial Energy Anfang der 2030er Jahre. Im Hinblick darauf hat Terrestrial Energy Vereinbarungen mit verschiedenen Organisationen geschlossen. Gemeinsam mit Invest Alberta soll der Einsatz des IMSR in der Öl-, Gas- und petrochemischen Industrie der kanadischen Provinz vorangetrieben werden /WNN 22a/. Im Rahmen einer Vereinbarung mit dem in den USA ansässigen Ammoniakproduzenten KBR untersuchen die Partner Einsatzmöglichkeiten des IMSR in der Produktion von Ammoniak und Wasserstoff /WNN 22/ und in Zusammenarbeit mit TerraPraxis beschäftigt sich Terrestrial Energy mit Möglichkeiten zur Anbindung des IMSR an Kohlekraftwerksinfrastruktur mit Hilfe standardisierter Schnittstellen /WNN 22b/. Zuletzt unterzeichnete Terrestrial Energy im August 2023 einen Vertrag mit der Westinghouse-Tochter Springfields Fuels Limited. Unter diesem Vertrag soll eine Pilotanlage zur Produktion des Brennstoffs für den IMSR entwickelt und am Springfields-Standort im britischen Preston gebaut werden. Das Projekt wird durch den Nuclear Fuel Fund der britischen Regierung gefördert. /TER 23a/

## 7 Quellen

- /CNS 23/ Canadian Nuclear Safety Commission: Executive summary: Phase 2 pre-licensing vendor design review – Terrestrial Energy Inc., online: [Executive summary: Phase 2 pre-licensing vendor design review – Terrestrial Energy Inc.](#) - Canadian Nuclear Safety Commission, Zugriff: 23.10.2023.
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 22/ International Atomic Energy Agency (IAEA): “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition”, veröffentlicht im September 2022.
- /HIL 20/ Dave Hill, IMSR® Commercialization before 2030, GAIN Molten Salt Reactor Workshop 2020, ONL, 15. Oktober 2020.
- /LBO 16/ Le Blanc, D.: An Overview of the Integral Molten Salt Reactor, IAEA MSR Workshop, 1.11.2016.
- /TER 19/ Terrestrial Energy: Leading the Way to A Bright Energy Future, Presentation to SAMOFAR, Juli 2019, Delft, verfügbar unter: [PowerPoint Presentation \(samofar.eu\)](#), Zugriff: 12.09.2022.
- /TER 20/ Terrestrial Energy USA: Interfaces Between the IMSR Core-unit and Reactor Auxiliary Building Structures and Systems, 2020, online: [ML21029A224.pdf \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 24.04.2023.
- /TER 21/ Terrestrial Energy: Terrestrial Energy Announces Upgraded IMSR400 Generation IV Nuclear Power Plant, 14.09.2021, online: [Terrestrial Energy Announces Upgraded IMSR400 Generation IV Nuclear Power Plant](#), Zugriff: 01.09.2022.
- /TER 22/ Terrestrial Energy: How It Works, 2022, online: [How Do Molten Salt Reactors Work? | Inside IMSR Technology \(terrestrialenergy.com\)](#), Zugriff: 01.09.2022.
- /TER 23/ Terrestrial Energy USA: Principle Design Criteria, online: [ML23025A043.pdf \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 25.04.2023.

- 
- /TER 23a/ Terrestrial Energy: Terrestrial Energy and Westinghouse Sign Contract for IMSR Fuel Plant at Springfields with UK Government Support, 03.08.2023, online: [Terrestrial Energy and Westinghouse Sign Contract for IMSR Fuel Plant at Springfields with UK Government Support - Terrestrial Energy](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /WNN 22/ World nuclear news: IMSR to be considered for ammonia production, 10.06.2022, online: [IMSR to be considered for ammonia production : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /WNN 22a/ World nuclear news: Terrestrial Energy to work with Alberta on SMR commercialisation, 12.08.2022, online: [Terrestrial Energy to work with Alberta on SMR commercialisation : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /WNN 22b/ World nuclear news: Terrestrial joins TerraPraxis coal-to-nuclear initiative, 09.11.2022, online: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Terrestrial-joins-TerraPraxis-coal-to-nuclear-init>, Zugriff: 23.10.2023.

## Abkürzungsverzeichnis

CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
IMSR	Integral Molten Salt Reactor
IRVACS	Internal Reactor Vessel Auxiliary Cooling System
LKW	Lastkraftwagen
NRC	Nuclear Regulatory Commission
SMR	Small Modular Reactor
VDR	Vendor Design Review

## A.7     **SMR-Steckbrief: „KLT-40S“**

### 1       **Einleitung**

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

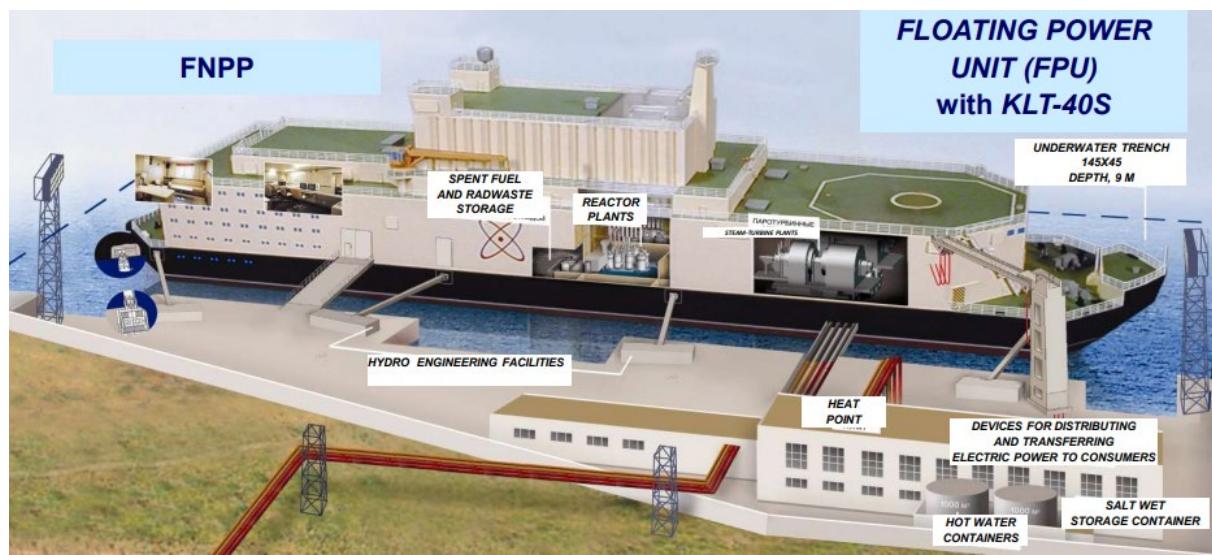
## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Der KLT-40S ist ein wasserbasierter Druckwasserreaktor mit geringer Leistung, der vom russischen Unternehmen OKBM entwickelt und hergestellt wurde. OKBM, das zu Atomenergomash, einer Tochtergesellschaft der russischen Atombehörde Rosatom, gehört, ist ebenfalls für die Entwicklung der russischen natriumgekühlten BN-Reaktoren verantwortlich. Die Leistung eines Moduls beträgt 150 MWth bzw. 35 MWe.

Das Konzept des KLT-40S basiert auf dem KLT-40 (135 MWth), der seit 1988 auf dem russischen Containerschiff Sevmorput eingesetzt wird. Es existiert eine weitere Variante mit 171 MWth thermischer Leistung (KLT-40M), die auf den beiden russischen Flusseisbrechern der Taimyr-Klasse eingesetzt wird.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Der Druckwasserreaktor KLT-40S ist für den Einsatz in einer Floating Power Unit (FPU, Abb. 2.1) vorgesehen, die in schwer zugänglichen, abgelegenen Küstenregionen Strom und Wärme in Kraft-Wärme-Kopplung erzeugen kann. Eine FPU mit KLT-40S-Reaktoren kann in einer Werft vollständig montiert und getestet werden und betriebsbereit an die Standorte geliefert werden.



**Abb. 2.1** Angeschlossene FPU mit KLT-40S Reaktoren /OKB 17/

Das Konzept sieht vor, dass der Reaktor alle 2,5 bis 3 Betriebsjahre mit neuem Brennstoff beladen werden muss. Die Beladung erfolgt 14 Tage nach der Abschaltung des Reaktors, wenn die freigesetzte Nachwärme abgeführt wurde. Die abgebrannten Brennelemente werden

zunächst an Bord gelagert und dann in die entsprechenden Zwischenlager zurückgebracht. Es sind keine besonderen Wartungs- oder Betankungsschiffe erforderlich. Alle Brennelemente werden gleichzeitig getauscht, um eine möglichst lange Betriebszeit zwischen den Brennelementwechsel zu gewährleisten. /IAE 22/

**Tab. 2.1** Betriebsparameter des KLT-40S

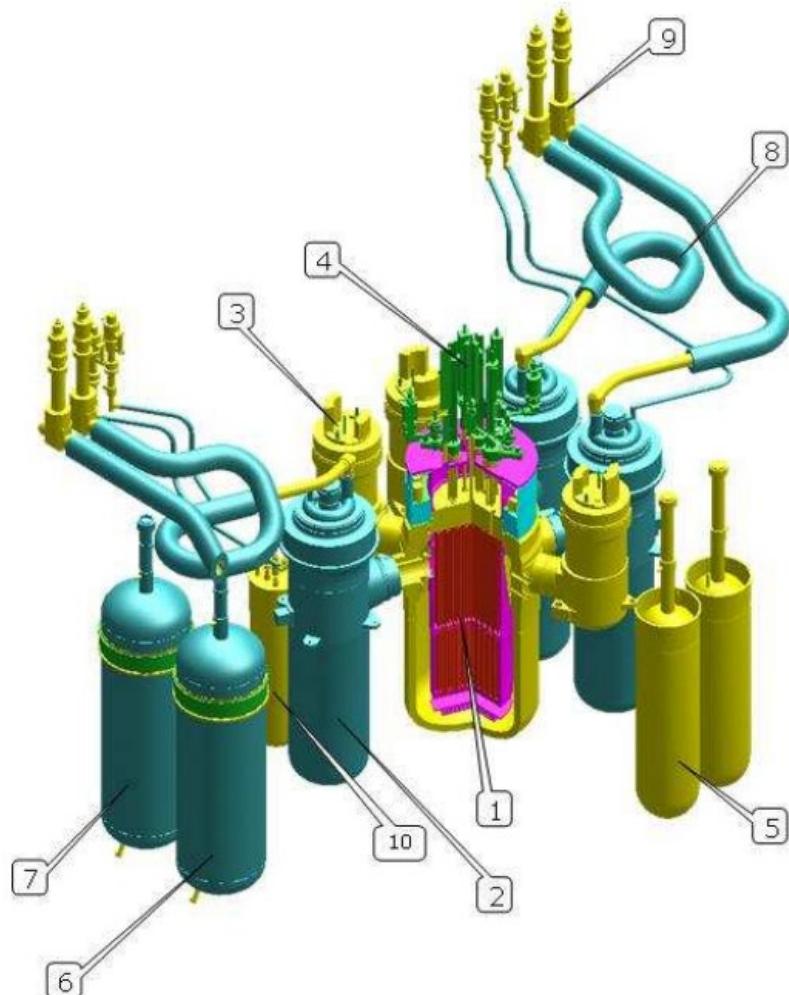
Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Druckwasserreaktor
Thermische / elektrische Leistung	150 MW <sub>th</sub> / 35 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	40 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Leichtwasser/Leichtwasser
Kühlmittelumwälzung	Zwangsumlauf
Primärkreisdruck	127 bar
RDB Durchmesser / Höhe	4,8 m / 2 m
Sicherheitsbehälter	k. A.
Reaktorkern	k. A.
Brennstoff	UO <sub>2</sub> -Pellets in AlSi-Matrix
Anreicherung	18,6 %
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe
Neutronengift (Überschussreakтивität)	k. A.
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	280 °C / 316 °C
Aktive Kernhöhe	k. A.
Revisionszyklus	30-36 Monate
Personalbedarf Betrieb / Revision	k. A. / k. A.
Dampferzeuger Typ / Anzahl	k. A.
Betriebsart der Dampferzeuger	k. A.
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	Wasser
Sekundärkreisdruck	k. A.
Flächenbedarf	4320 m <sup>2</sup> (Größe der FPU)
Notfallplanungszone	1 km Radius
Bemessungserdbeben	k. A.

Eigenschaft	Wert
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	k. A.
Not-/Nachkühlsysteme	Aktives ECCS, passives EHRS
Not-Wechselstromversorgung	k. A.
Not-Gleichstromversorgung	k. A.
Kernschadenshäufigkeit	k. A.
Karenzzeit	k. A.
SAMG für Kern / SHB	k. A.

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

Der KLT-40S verfügt über einen aus vier Loops bestehenden Primärkühlkreislauf (Abb. 2.2), wobei einer nur im Notkühlbetrieb verwendet werden soll /IAE 13/. Das Kühlmittel durchströmt den Reaktorkern von unten nach oben und bei Ausfall des Zwangsumlaufs soll auch eine natürliche Zirkulation möglich sein. Der RDB und die Hauptkomponenten im Primärkühlkreislauf, die Dampferzeuger und die Primärkühlmittelpumpen, sind modular aufgebaut und mit kurzen Stutzen verbunden (keine langen Rohrleitungen). Die Zu- und Ableitung des Primärkühlmittels erfolgt dabei sowohl beim Dampferzeuger als auch bei der Hauptkühlmittelpumpe über einen koaxialen Anschlussstutzen. Die beiden Druckhalter gegen Schwankungen des Kühlmittelvolumens liegen außerhalb des RDB (nicht integral). Als Werkstoff wurde für den RDB ein hitzebeständiger, hochfester perlitischer Stahl mit Korrosionsschutzbeschichtung verwendet.

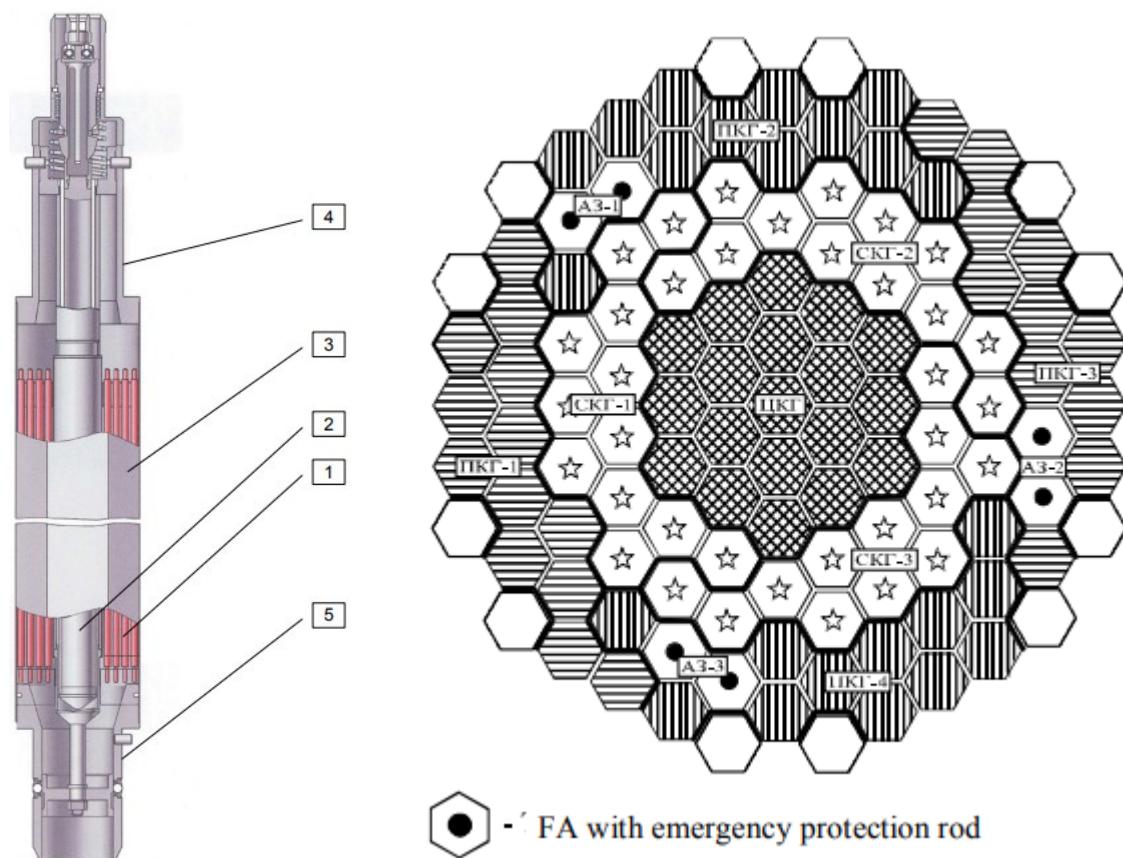
Der KLT-40S verwendet ein externes Druckerhöhungssystem, um den Druck im Primärkreislauf innerhalb der vorgeschriebenen Grenzen zu halten. Das System besteht aus mehreren Kompressoren mit Gasflaschen und Reservegasflaschen.



**Abb. 2.2** 4-Loop-Primärkühlkreislauf des KLT-40S /IAE 13/

- (1) Reaktorkern, (2) Dampferzeuger, (3) Hauptkühlmittelpumpe, (4) Steuerstabsystem, (5) Druckspeicher des ECCS, (6+7) Druckhalter, (8) Dampfleitungen, (9) Stellventil, (10) Wärmetauscher des Reinigungssystems

Der Kern (Abb. 2.3) weist eine dicht gepackte Struktur auf und besteht aus 121 hexaedrischen Brennelementen. Für die zylindrischen Brennstäbe (Durchmesser von 6,8 mm) wird als Hüllmaterial eine Zirkonium-Legierung verwendet. Die Brennstäbe sind strukturell identisch mit denen anderer Reaktoren in russischen Eisbrechern, verwenden aber Brennstoff mit einem höherem Urangehalt auf Basis von Urandioxid-Pellets.



**Abb. 2.3** Brennelement (links) und Anordnung im Kern (rechts) des KLT-40S /IAE 13/

### 2.3 Sekundärkreis

Die Dampferzeuger bestehen aus einem leckdichten Gehäuse mit einem kurzen koaxialen Hauptstutzen, der als Primärkühlmittelein- und -auslass dient. Im Innern des Dampferzeugers befinden sich ein Spiralrohrwärmetauscher, bestehend aus zylindrischen, mehrfach gewickelten Spulen aus 22×2,5 mm Rohren. Die Speisewasserzufuhr befindet sich genau wie die Dampfleitung im Deckel des Dampferzeugers. Die Dampfleitungen führen durch das Containment zu einer Reihe von Dampfeinlassventilen und schließlich in den Turbinenbereich.

### 3 Auslegung

Die sicherheitstechnische Auslegung des KLT-40S setzt sich sowohl aus aktiven als auch aus passiven Sicherheitssystemen zusammen. Der Hersteller hebt zudem eine Reihe von Eigenschaften hervor, durch die der KLT-40S ein hohes Maß an Sicherheit bieten soll /IAE 13/:

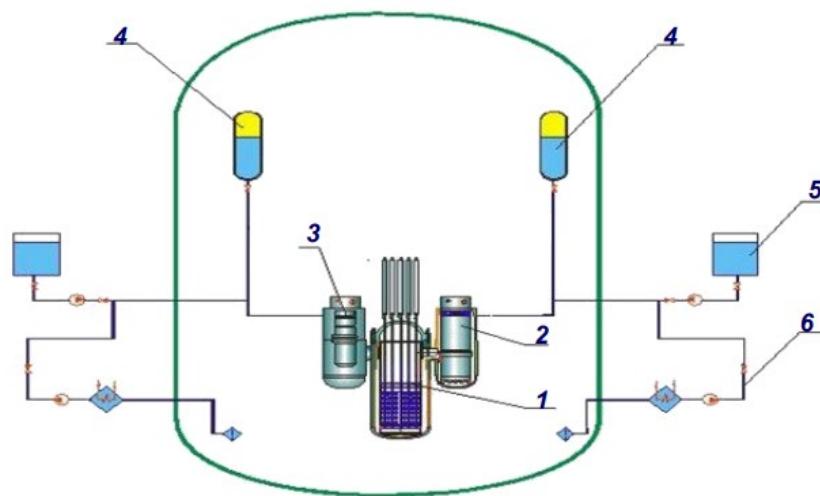
- Kompakte Bauweise ohne lange Rohrleitungen
- Hohe thermische und mechanische Belastbarkeit der Komponenten
- Eine niedrige Betriebstemperatur

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Für die Reaktivitätskontrolle des KLT-40S sind insbesondere der negative Reaktivitätskoeffizienten für Brennstoff- und Kühlmitteltemperatur sowie die Steuer- und Abschaltstäbe vorgesehen. Der Control Rod Drive Mechanism (CRDM) steuert die acht Steuer- und drei Abschaltstäbe, die in den Kern einfahren können. Die Einfahrgeschwindigkeit, die dabei durch den Elektromotor erreicht wird, liegt bei 2 mm/s /IAE 22/. Fällt das CRDM aus, ist das Einführen der Steuerstäbe in den Kern unter der Kraft von Federn (Steuerstäbe) oder der Schwerkraft (Abschaltstäbe) in den Kern möglich. Ein gravitationsgetriebenes Einfallen erreicht Geschwindigkeiten von 30 bis 130 mm/s.

#### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

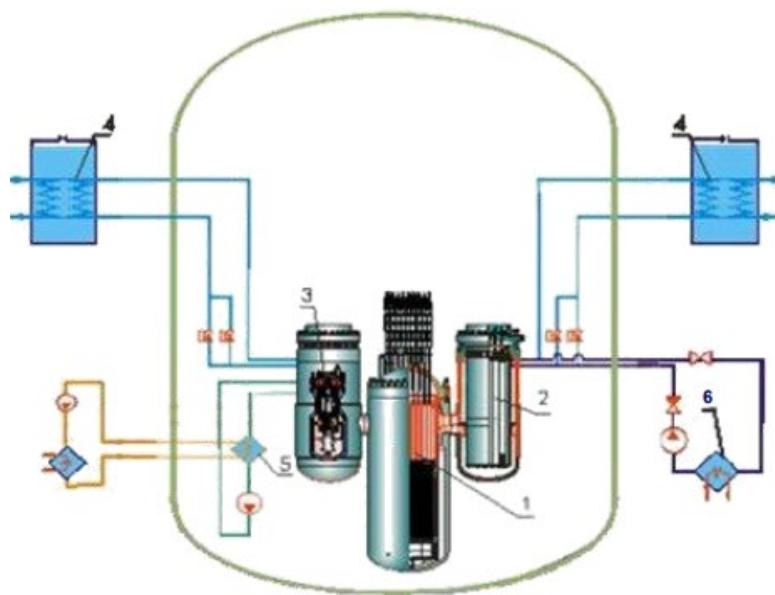
Die Not- und Nachkühlung basiert auf einer Kombination aus passiven und aktiven Systemen. Das aktive Emergency Core Cooling System (ECCS, Abb. 3.1) dient als Kernnotkühlsystem für den Fall eines Kühlmittelverlustes. Das Fassungsvermögen der zwei ECCS-Wasserbehälter beträgt jeweils 10 m<sup>3</sup>, das der beiden ECCS-Druckspeicher beträgt jeweils 4 m<sup>3</sup>/OKB 13/.



**Abb. 3.1** Emergency Core Cooling System des KLT-40S /OKB 13/

(1) Reaktorkern, (2) Dampferzeuger, (3) Hauptkühlmittelpumpe, (4) Druckspeicher des ECCS, (5) Wasserbehälter des ECCS, (6) Zirkulationsleitung für den Sumpfbetrieb

Das passive Emergency Heat Removal System (EHRS, Abb. 3.2) basiert auf natürlicher Zirkulation im Reaktorkühlsystem und besteht aus zwei unabhängigen Strängen, die an den Primär- und Sekundärkreislauf angeschlossen sind. Die maximale Kühlzeit für die Notwärmeabfuhr ohne Nachspeisung beträgt laut Hersteller für zwei intakte Stränge 24 h, für einen intakten Strang 12 h /OKB 13/.



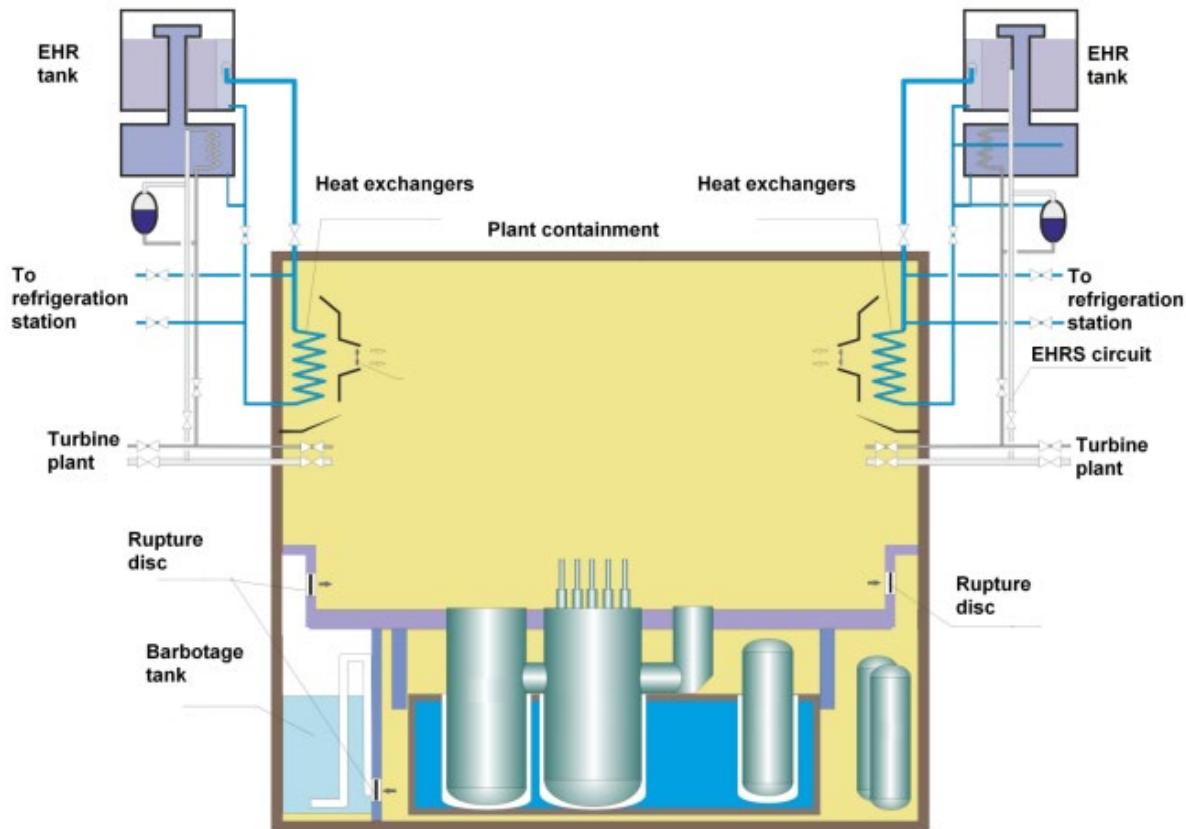
**Abb. 3.2** Emergency Heat Removal System des KLT-40S /OKB 13/

(1) Reaktorkern, (2) Dampferzeuger, (3) Hauptkühlmittelpumpe, (4) Wärmetauscher des EHRS, (5) Reinigungs- und Restwärmeabfuhrsysteem, (6) Hilfskondensator

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Das Containment des KLT-40S besteht aus einer Stahlhülle, die gegen leichten Überdruck ausgelegt ist. Der Boden des Reaktorraums ist mit Stahl ausgekleidet und bildet einen Tank, der mit Kühlwasser geflutet werden kann /IAE 22/. Der obere Teil des Reaktorraums ist mit einer Sperre aus Stahl und Beton verschlossen. Nach dem Entfernen ist der Zugang zu den Reaktorsystemen und zum Kern für Brennelementwechsel oder Wartungsarbeiten möglich.

Ein Emergency Containment Pressure Reduction System (ECPRS, Abb. 3.3) dient der Druckentlastung desContainments im Notfall. Das System besteht aus zwei Wasserbehältern außerhalb desContainments (die Wasserbehälter des EHRS), die über Wärmetauscher im Containment, Wärme abtransportieren können.



**Abb. 3.3** Emergency Containment Pressure Reduction System des KLT-40S /OKB 13/

### 3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen

Im Falle einer Kernschmelze soll die Innenfläche des RDB laut Hersteller nicht schmelzen können und die Wärme zuverlässig von der Außenfläche des Reaktorbehälterbodens abgeführt werden können (In-Vessel-Retention) /OKB 13/.

---

Für den Einsatz an der Küste ist eine Notfallplanungszone mit einem Radius von 1 km vorgesehen /OKB 17/.

### 3.5 Elektrotechnik

Die Stromversorgung einer Floating Power Unit (FPU) besteht aus einem Stromversorgungssystem und einem Notstromsystem. Das Stromversorgungssystem speist zum einen in das Stromnetz an der Küste ein und versorgt zum anderen interne Verbraucher der Anlage. Das Stromerzeugungssystem für das Stromnetz an der Küste umfasst /IAE 13/:

- Dreiphasen-Wechselstromgenerator mit einer Leistung von je 35 MW,
- Hauptschaltanlage,
- Transformatoren (einschließlich Reservetransformatoren),
- Schaltanlage für die Leistungsabgabe.

Das Stromversorgungssystem der Anlage umfasst:

- acht Reservedieselaggregate mit je 992 kW,
- Hauptschaltanlage,
- Transformatoren.

Alle auf der FPU installierten Stromverbraucher werden je nach Funktion und sicherheitstechnischer Bedeutung einer von vier Gruppen der Stromversorgung zugeordnet. Für die Stromversorgung der Verbraucher der Gruppen I und II gibt es ein unabhängiges zweikanaliges Notstromversorgungssystem, bestehend aus /IAE 13/:

- Notstromdieselaggregaten,
- Schaltanlage der Notstromdieselgenerator,
- Schaltanlage für automatisierte Systeme,
- unterbrechungsfreie Stromversorgung,
- Transformatoren.

Das Notstromsystem liefert Strom für die Lasten des Sicherheitssystems in allen Betriebsarten, einschließlich des Ausfalls von Betriebs- und Reservestromquellen. Die FPU verfügt über unabhängige elektrische Notstromsysteme für jede Reaktoranlage. Jedes Notstromsystem verfügt über zwei Kanäle mit einem Notstromdieselgenerator von 200 kW /IAE 22/.

---

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

### **3.6 Leittechnik**

Es gibt ein aktives Sicherheitssystem zur Reaktorabschaltung, bei dem die Steuer- und Abschaltstäbe durch einen elektrischen Antrieb in den Kern eingeführt werden. Zudem gibt es ein passives Sicherheitssystem zur Reaktorabschaltung, bei dem die Steuer- und Abschaltstäbe durch Federn bzw. die Schwerkraft in den Kern eingeführt werden, wenn die Elektromagnete der Stabsteuerung stromlos werden /IAE 13/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Leittechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Leittechnik veröffentlicht werden.

### **3.7 Wartenkonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

### **3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur Personellen Betriebsordnung vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Personellen Betriebsordnung veröffentlicht werden.

**4 IT-Sicherheit**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das KLT-40S-Konzept verwendet den für konventionelle Kernkraftwerke gängigen UO<sub>2</sub>-Kernbrennstoff mit einer Anreicherung von durchschnittlich 18,6%. Auf der FPU werden auch die abgebrannten Kernbrennstoffe gelagert, bis sie an ein Zwischenlager abgegeben werden. Entsprechend der Einstufung nach Tab. 1 /IAE 11/ ist dieses Konzept somit als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) einzustufen.

Der Betreiber (OKBM Afrikantov, Tochter der Rosatom) ist ein Unternehmen, dass schon zur Zeit der Sowjetunion kleine Reaktoren für U-Boote oder Eisbrecher entwickelt und gefertigt hat. Die Expertise bezieht sich dabei stets auf maritime ortsveränderliche Fahrzeuge bzw. Anlagen und nicht auf klassische ortsfeste Anlagen. Der Betreiber besitzt folglich jahrzehntelange Erfahrung im Bereich der Sicherung bzw. Proliferation von radioaktiven Stoffen. Aufgrund der Ortsveränderlichkeit sind die Betrachtungen zum physischen Schutz nicht vollständig deckungsgleich mit denen der ortsfesten Anlagen.

### SMR-Standorteigenschaften

Laut /IAE 22/ besitzt die „floating power unit“ (FPU) eine Fläche von 0,4 ha und hat damit einen sehr geringen Flächenbedarf, im Vergleich zu anderen SMR-Konzepten. Entsprechend dem Verwendungszweck des Reaktors, ist der Einsatzort auf maritime Häfen beschränkt, an denen größere Flächenbedarfe entstehen. Eine exemplarische Darstellung eines Anlagenlayouts ist in Abb. 2.1 und Abb. 5.1 dargestellt. Da die FPU als lokale Strom- und Wärmeversorgung dienen soll, ist der bevorzugte Einsatzbereich abgelegene Siedlungen/ Industrieanlagen mit Meereszugang.

Der in einer FPU eingesetzte KLT-40S-SMR weist Besonderheiten bei den Standorteigenschaften im Vergleich zu ortsfesten SMR-Anlagenlayouts auf. Bei Überfahrten von Standort zu Standort ohne regulären Betrieb, befindet sich die FPU auf offenem Meer und ist daher aus Sicht der Sicherung von außen nicht durch erheblichen Einsatz von Transportmitteln zu erreichen. Das Andocken an einem Anlege-/Liegeplatz erfordert mindestens folgende Infrastruktur: Baken, Sperren, Wehre, Wellenbrecher, Pier, Übertragungsmasten für Elektrizität bzw. Rohre zum Transport von Wärmemitteln sowie sonstige Anlagen am Anlegeplatz zur Einspeisung von Elektrizität und oder Wärme (Abb. 5.1, /IAE 13/). Wasserbauwerke sind für die sichere Offshore-Ortung und Befestigung der FPU bestimmt. Die technische Kommunikation mit der Küste erfolgt über den Liegeplatz. Hilfs- und Wartungsschiffe können sich der FPU nähern und neben ihr festmachen. Die Küsteninfrastruktur und spezielle Geräte sind für die Übertragung von Strom und Wärme von

---

der FPU zu den Verbrauchern bestimmt /IAE 13/. An diesen Liegeplätzen sind Zugangskontrollpunkte, eine Einzäunung und Leuchtmasten vorgesehen /IAE 22/. Durch die Umzäunung und die vorgelagerte Stellung vor der FPU kann der Anlegeplatz als zugangsbeschränkter Bereich bezeichnet werden. Die FPU wiederum stellt den geschützten Bereich dar. Die Liegeplätze sehen keinen Umgang mit Kernbrennstoff und radioaktiven Stoffen vor.

Die FPU kann somit in abgelegenen Regionen Russlands Elektrizität und/oder Wärme bereitstellen (Vgl. Abb. 5.2). Für die Sicherung bedeutet dies auf der einen Seite eine grundsätzlich limitierte Verfügbarkeit von Eingreifkräften im Fall von SEWD. Auf der anderen Seite ist hingegen auch die Erreichbarkeit für potenzielle Täter für eine Entwendung erschwert.

Die Anzahl an Zugängen zur FPU ist auf mehreren Ebenen limitiert: der Pier vom Liegeplatz ist der einzige Zugangspunkt und beleuchtet (Abb. 5.1), im Anschluss kann die FPU nur über einen Zugang (Abb. 2.1, Abb. 5.2) erreicht werden. Gegen ein Eindringen auf dem Wasserweg, wird der naheliegende Bereich im Wasser durch einen Unterwasserzaun geschützt /OKB 17, IAE 22/. Darüber hinaus gibt es Maßnahmen gegen das Fluten des Reaktorbereichs sowie einen Anti-Kollisionsschutz der FPU /IAE 22/.

Das Vorhandensein eines Durchfahrschutzes am Anlegeplatz geht aus den Unterlagen nicht hervor, jedoch könnte ein Fahrzeug die FPU ohnehin nicht auf direktem Wege erreichen. Somit kann auch festgestellt werden, dass keine Fahrzeuge den geschützten und inneren Bereich erreichen können.



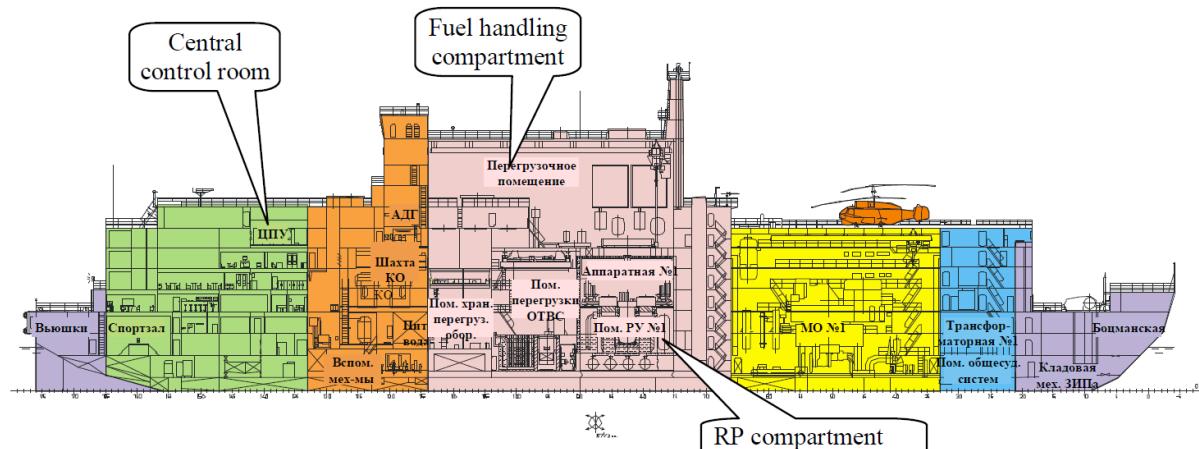
**Abb. 5.1** Allgemeines Layout einer angeschlossenen FPU nach /IAE 13/



**Abb. 5.2** Die bisher in Betrieb befindliche FPU „Akademik Lomonosow“ im Hafen von Pewek. Satellitendaten von Maxar Technologies, abgerufen am 30.11.2022.

## Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Zu den aktivitätsführenden Bereichen einer FPU zählt sein mittlerer Bereich (reactor plant, RP), der den Reaktor in seinem Containment und ein Lager für (abgebrannten) Kernbrennstoff beinhaltet (Abb. 5.3). Gemäß /IAE 11/ wäre dieser Bereich als „innerer Bereich“ zu klassifizieren. Das Containment ist aus einer Stahlhülle aufgebaut, die leichten Überdrücken widerstehen kann. Der Reaktor ist in einer Art stählernen Wanne im Containment platziert („Reaktorraum“). Dieser Reaktorraum ist durch einen Stahl und Beton-Verschluss vom Containment getrennt. Erst durch das Entfernen dieser Verschlüsse, kann der Reaktorraum betreten und erreicht werden. Das Lager für abgebrannten Kernbrennstoff befindet sich im oberen mittleren Bereich, über dem Reaktor (Abb. 5.3, /IAE 22/). Der Reaktorbereich ist nach außen durch mehrere Decks („superstructure“) von der Außenhaut der FPU geschützt /IAE 13/.



**Abb. 5.3** Querschnitt einer FPU. RP = reactor plant. /IAE 13/

Gemäß /IAE 22/ ist ein System aus physischen Barrieren zu Sicherheitszwecken installiert. Von diesem kann jedoch auch die Sicherung profitieren, die genaue Ausführung dieser Barrieren ist hingegen nicht bekannt. Die Strukturen des Reaktorbereichs sind auf eine Flugzeugkollision mit einer Masse von 10 Tonnen (ohne Angabe der Geschwindigkeit) ausgelegt. Eine Widerstandsfähigkeit gegen Erdbeben ist konzeptbedingt nicht erforderlich. Es sind zahlreiche Wassertanks oberhalb des KLT-40S angeordnet, mit denen Reaktor zu Kühlzwecken geflutet werden kann /IAE 22/.

## Technische Sicherungseinrichtungen

Wie bereits beschrieben, ist das Gelände des Liegeplatzes mit einem Perimeter geschützt, dort findet auch eine Zugangskontrolle statt. Die FPU besitzt ein System zum physischen Schutz. Es beinhaltet: Sicherungsalarme (Meldeanlage), Videoüberwachungssysteme, operative Kommunikation, Zugangskontrollsysteme und organisatorische Maßnahmen /IAE 13/.

Der zentrale Pier (Vgl. Abb. 5.1, Abb. 5.2) ist beleuchtet, sodass Personen beim Annähern an die FPU entdeckt werden können. Es ist plausibel anzunehmen, dass der einzige Zugang vom Pier zur FPU bewacht ist (technisch oder personell) und das dort der Zugang erneut kontrolliert wird. Das Durchführen einer Gepäckkontrolle entweder beim Betreten des Anlegeplatzes und oder der FPU erscheint ebenfalls plausibel. Innerhalb der FPU sind, wie oben geschildert, physische Barrieren vorhanden.

Da auf der FPU Alarme über eine entsprechende Meldeanlage erzeugt werden, so ist auch das Vorhandensein einer Alarmzentrale plausibel zu unterstellen. Diese ist vermutlich im Kontrollbereich der FPU angesiedelt.

## Personelle Sicherungsmaßnahmen

Anhand der Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen am Liegeplatz, die plausibler Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktionen überprüft bzw. verarbeitet. Auf der FPU selbst, erscheint es auch zweckmäßig, das Personal mit Sicherungsfunktion vorhanden ist.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse Annahmen unterliegen.

## Sonstige sicherungsrelevante Aspekte

Die verwendeten Brennelemente sollen in einem 30-36-monatigen Zyklus ausgetauscht werden /IAE 22/. Die gesamte Betriebszeit der Anlage soll bei 40 Jahren liegen. Somit ergeben sich 13-16 Brennelementwechsel für die Anlagenbetriebszeit, was im Vergleich zu anderen SMR als ein überdurchschnittlicher Wert anzusehen ist. Jeder Brennelementwechsel, bei dem Kernbrennstoff gehandhabt wird, erfordert temporäre Sicherungsmaßnahmen, da sich dann weniger Barrieren um den Kernbrennstoff befinden.

---

Die FPU besitzt zahlreiche Notstromdiesel, um den Betrieb von Sicherheitssystemen im Bedarfsfall sicherzustellen. Es erscheint daher plausibel, dass auch technische Sicherungseinrichtungen hierüber mit betrieben werden.

In /IAE 13/ werden Maßnahmen gegen die Proliferation von Kernbrennstoff genannt. Aufgrund der Anreicherung von <20% sowie seiner chemischen Bindung in einer alumosilikatischen Matrix sei der Kernbrennstoff nicht attraktiv für eine Entwendung. Kernbrennstoff (abgebrannt oder frisch) werden nicht am Anlegeplatz, sondern nur auf der FPU gelagert, welche besonders geschützt ist. Der Betrieb in anderen Staat soll nach dem „build-own-operate“ Prinzip geschehen, nachdem die FPU stets russisches Staatseigentum bleibt und nur von russischem Personal, also nicht durch Fremdpersonal betrieben wird. Auslegungsüberschreitende Ereignisse liegen damit in der Verantwortung des jeweiligen Staates. Der Kernbrennstoff wird nur im russischen Heimathafen von der FPU verbracht. Zudem soll der seit Jahrzehnten etablierte Kernbrennstoffkreislauf russischer nuklear betriebener Eisbrecher für die FPU verwendet werden, der eine entsprechende Infrastruktur besitzt.

---

## 6 Stand der Realisierung

Der KLT-40S gilt als die erste fertiggestellte wasserbasierte SMR-Konstruktion. Der Bau der ersten beiden Reaktoren für die FPU Akademik Lomonossow wurde 2007 begonnen. Im Dezember 2019 wurde die FPU dann in Pewek, einer ostsibirischen Hafenstadt, ans Netz angeschlossen. Seit Mai 2020 wird sie dort kommerziell betrieben, um die Stadt Pewek und Bergbauanlagen in der Region zu versorgen. Neben dem Strom produziert die Akademik Lomonossow auch Fernwärme. Im Oktober 2023 wurde erstmals frischer Brennstoff von TVEL zur Akademik Lomonossow geliefert. Der erste der beiden Reaktoren soll noch vor Ende des Jahres 2023 neu beladen werden. Die Neubeladung des zweiten Reaktors ist für das Jahr 2024 geplant. /NEI 23/

## 7 Quellen

- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 22/ IAEA Department of Nuclear Energy: "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition", September 2022
- /IAE 13/ IAEA ARIS: "KLT-40S Design Description", 2013
- /NEI 23/ Nuclear Engineering International: First refuelling for Russia's Akademik Lomonosov floating NPP, 17.10.2023, online: [First refuelling for Russia's Akademik Lomonosov floating NPP - Nuclear Engineering International \(neimagazine.com\)](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /OKB 13/ OKBM Afrikantov: "Safety Provisions for the KLT-40S Reactor Plant Floating Power Unit", 6th INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability: 29.06.-02.08.13, IAEA Wien, 2013
- /OKB 17/ OKBM Afrikantov: "Technology Development and Design Approaches Including Economics of Small and Medium Sized Reactors", IAEA Technical Working Group for Small and Medium-sized of Modular Reactors (TWG-SMR), Wien, 2017

## Abkürzungsverzeichnis

CRDM	Control Rod Drive Mechanism
ECCS	Emergency Core Cooling System
ECPRS	Emergency Containment Pressure Reduction System
EHRS	Emergency Heat Removal System
FPU	Floating Power Unit
RDB	Reaktordruckbehälter
RP	Reactor Plant

## A.8 SMR-Steckbrief: „KP-FHR“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Beim „Kairos Power Fluoride-Cooled High Temperature Reactor“, kurz KP-FHR, handelt es sich um ein Reaktorkonzept des 2016 gegründeten Start-Ups Kairos Power LLC aus Kalifornien, USA. Der KP-FHR ist ein Graphit-moderierter Kugelhaufenreaktor mit einer Salzschmelze als Primärkühlmittel. Die thermische Leistung liegt bei 320 MW<sub>th</sub>. Das Projekt wird vom DoE unterstützt und die Entwicklung findet in Zusammenarbeit mit mehreren Forschungseinrichtungen (u. a. University of California, Berkley) statt.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Die Befüllung des Reaktorkerns mit Brennstoffkugeln erfolgt über den Zugang des Primärkühlmittels. Angetrieben durch den Kühlmittelstrom erreichen die Brennstoffkugeln über die untere Öffnung den Reaktorkern. Der Reaktorkern hat zwei obere Öffnungen, über die Brennstoffkugeln entnommen werden können. Nach der Entnahme werden sie in einem separaten Aufbewahrungssystem (Pebble Handling and Storage System, PHSS) untersucht und entweder der Zwischenlagerung oder wieder dem Brennstoffzyklus zugeführt.

Der KP-FHR nutzt ein Reaktorstartsystem, das eine Neutronenquelle in den Reaktorkern einführt und entfernt. Das Reaktorstartsystem enthält zusätzlich zur Neutronenquelle noch Messinstrumente zur Messung von Temperatur und Neutronenfluss. Zu Beginn des Brennstoffzyklus, bei erstmaliger Inbetriebnahme der Reaktoranlage, werden zwei externe Neutronenquellen verwendet. Nach mehreren Monaten Betrieb soll das System auf eine Neutronenquelle reduziert werden. /NRC 20/

Hilfsheizsysteme für den Reaktorbehälter (Reactor Auxiliary Heating System), den Primärkühlkreislauf (Primary Loop Auxiliary Heating) und den Zwischenkühlkreis (Intermediate Loop Auxiliary Heating) sorgen für die in bestimmten Betriebssituationen benötigte Wärmezufuhr. Bei Start, Abschaltung und Wartung des Reaktors stellen elektrische Heizvorrichtungen sicher, dass die Schmelztemperaturen des FLiBe-Primärkühlmittels und des Nitratsalz-Zwischenkühlmittels nicht unterschritten werden. /NRC 20/

**Tab. 2.1** Betriebsparameter des KP-FHR von Kairos Power

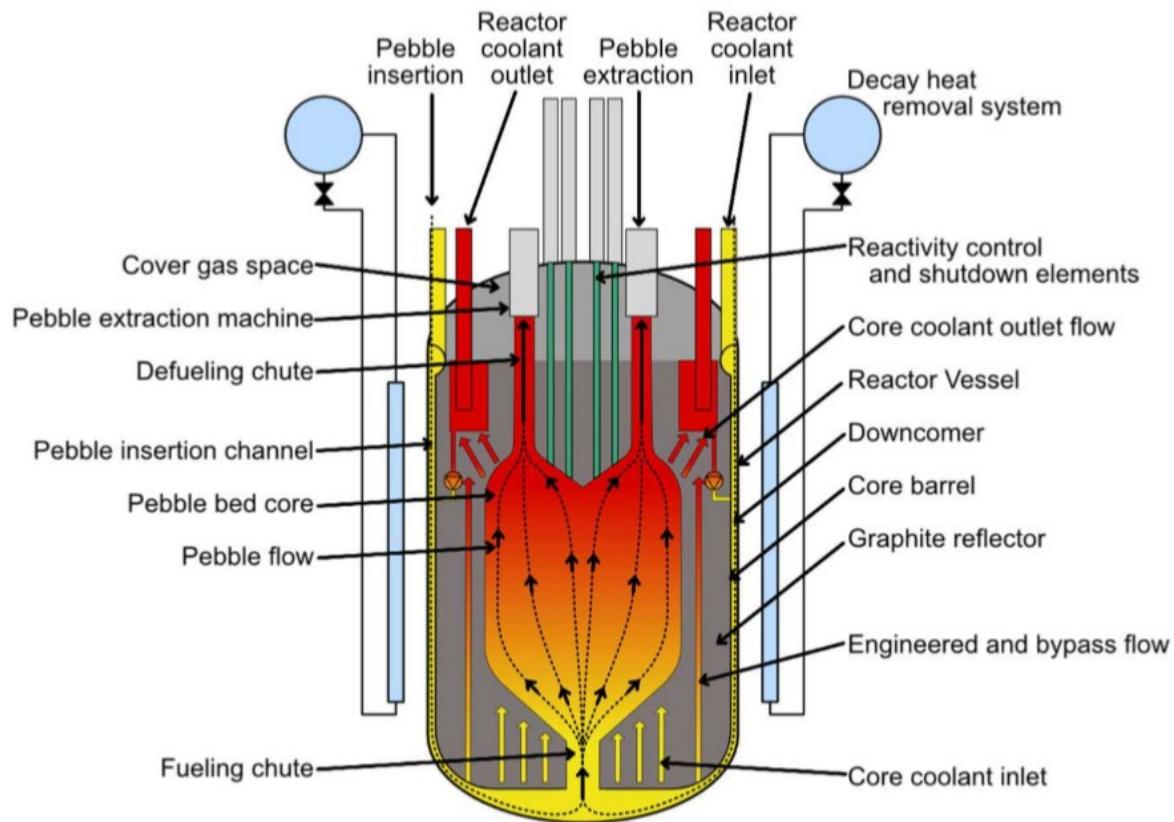
Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Salzschmelzengekühlter Hochtemperaturreaktor
Thermische / elektrische Leistung	320 MW <sub>th</sub> / 140 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	k. A.
Primärkühlmittel / Moderator	FLiBe/Graphit
Kühlmittelumwälzung	Salzschmelzepumpen
Primärkreisdruck	≤ 2 bar
RDB Durchmesser / Höhe	k. A.
Sicherheitsbehälter	k. A.
Reaktorkern	TRISO-Kugelhaufen
Brennstoff	UCO
Anreicherung	5-20 %
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe, Abschaltstäbe
Neutronengift (Überschussreakтивität)	k. A.
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	550 °C / 650 °C
Aktive Kernhöhe	k. A.
Revisionszyklus	k. A.
Personalbedarf Betrieb / Revision	k. A. / k. A.
Dampferzeuger Typ / Anzahl	k. A.
Betriebsart der Dampferzeuger	k. A.
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	Nitratsalzgemisch / Wasser
Sekundärkreisdruck	k. A.
Flächenbedarf	k. A.
Notfallplanungszone	k. A.
Bemessungserdbeben	k. A.
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	60 Jahre
Not-/Nachkühlsysteme	Reactor Vessel Auxiliary Cooling System
Not-Wechselstromversorgung	k. A.

Eigenschaft	Wert
Not-Gleichstromversorgung	k. A.
Kernschadenshäufigkeit	k. A.
Karenzzeit	k. A.
SAMG für Kern / SHB	k. A.

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

Als Primärkühlmittel soll eine FLiBe-Salzschmelze ( $2\text{LiF-BeF}_2$ ), bestehend aus Lithiumfluorid und Berylliumfluorid, eingesetzt werden. FLiBe hat eine Schmelztemperatur von 459 °C und eine Siedetemperatur von 1.430 °C. Der vorgesehene Arbeitsbereich liegt zwischen 550 °C und 650 °C. Der Primärkühlmittelkreislauf transportiert die Spaltwärme, die im Reaktorkern entsteht, zu einem Zwischenwärmetauscher. Angetrieben werden die Primärkreisläufe über Primärsalzpumpen, die auf dem oberen Deckel des Reaktorbehälters installiert werden. Der Druck im Primärkühlmittelkreis ist atmosphärennah und steigt nicht über 2 bar. Im Reaktorkern wird das FLiBe-Salzgemisch auf 650 °C erhitzt, im Zwischenwärmetauscher sinkt die Temperatur dann bis auf 550 °C. Der Massenstrom erreicht dabei Werte von 1.200 bis 1.400 kg/s. /NRC 20/

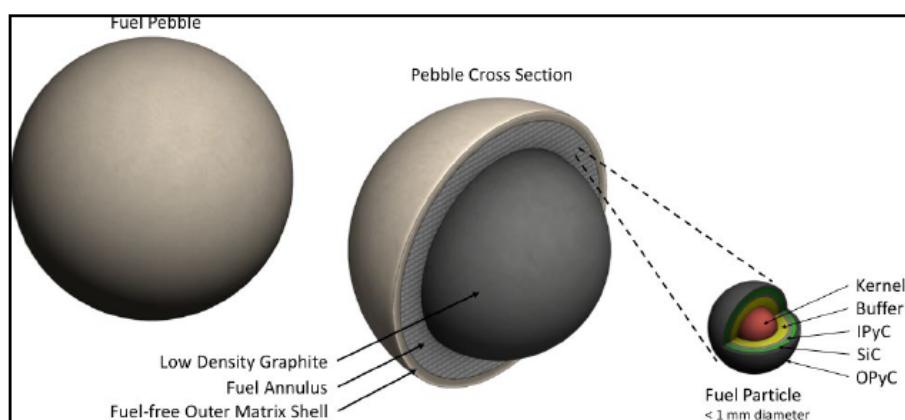
Der Reaktorbehälter (Abb. 2.1) umfasst den Reaktorkern, das Reaktorstartsystem, Hilfskühlsysteme, ein Hilfsheizsystem sowie die Steuer- und Abschaltstäbe. Die Geometrie des Reaktorbehälters hat eine zylindrische Grundform. Der Reaktorkern ist von einer massiven Schicht aus Graphit umhüllt. Das Graphit reflektiert Neutronen in Richtung Reaktorkern und wirkt als Moderator. Der Graphit-Reflektor erreicht die Betriebslebensdauer der Anlage und muss nicht gewechselt werden. Das Innere des Reaktorkerns besteht aus Strukturen aus Stahl und Graphit. Diese Strukturen dienen sowohl dem zielgerichteten Einführen der Steuer- und Abschaltstäbe als auch der Definition der Strömungswege des Primärkühlmittels. Das FLiBe-Salzgemisch strömt über zwei seitlich auf dem oberen Deckel gelegenen Öffnungen in den Reaktorbehälter und durch die Kanäle zwischen den seitlichen Graphit-Reflektoren und der Behälterwand zum unteren Bereich des Reaktorbehälters (siehe Abb. 2.1). Das Kühlmittel wird konzentriert in den Reaktorkern geleitet. Ein Teil des Kühlmittels gelangt über mehrere Bypass-Kanäle in die Graphit-Reflektoren.



**Abb. 2.1** Aufbau des Reaktorbehälters /KAP 20a/

Dargestellt werden der Fluss des FLiBe-Primärkühlmittels (gelb/rot) und der Brennstoffzyklus der TRISO-Brennstoffkugeln (schwarze Punkte).

Der KP-FHR soll TRISO-Brennstoffkugeln („TRistructural-ISOtropic“) verwenden. Die Brennstoffkugeln bestehen aus einem Graphitkern mit niedriger Dichte (Abb. 2.2).



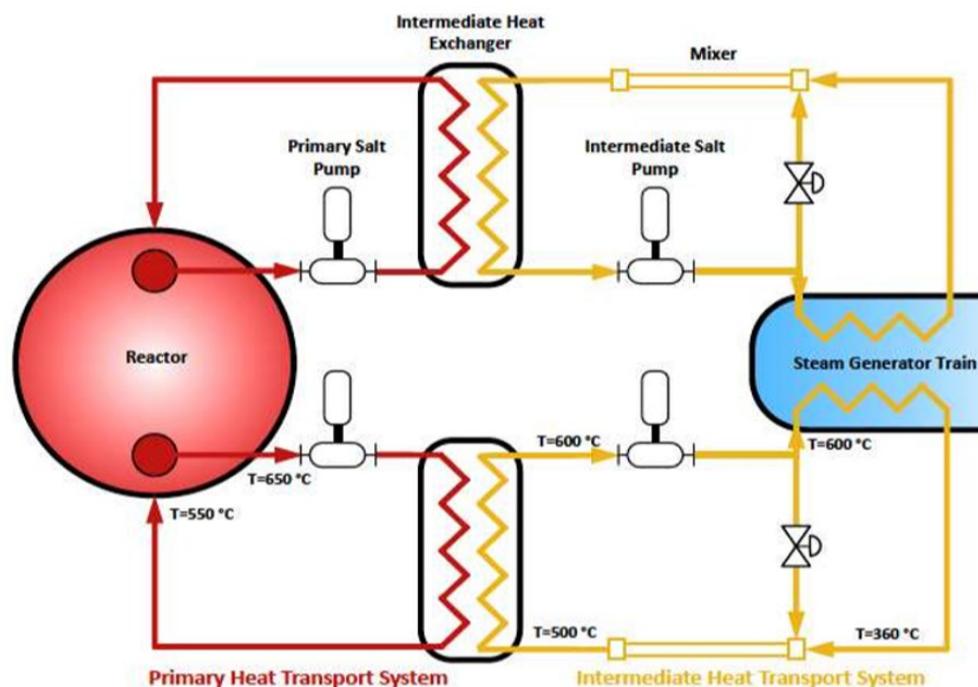
**Abb. 2.2** Aufbau der TRISO-Brennstoffkugel mit Graphitkern /NRC 20/

Um den Graphitkern ist eine Schicht aus einer mit Brennstoffpartikel gefüllten Graphit-Matrix angeordnet. Das Design der Brennstoffpartikel soll dabei dem „German-Kernel“ entsprechen.

Die Dichte der Brennstoffkugeln liegt leicht unter der Dichte des Primärkühlmittels, um einen im Reaktorkern benötigten Auftrieb zu erhalten. Als Brennstoff ist eine Mischung aus Urancarbid und Uranoxid (UCO) mit einem Uran-Anreicherungsgrad von 5 – 20 % (High-Assay Low-Enriched Uranium) angedacht. /NRC 20/

### 2.3 Sekundärkreis

Der Zwischenkühlkreis enthält ein aus Natrium- (60 %) und Kaliumnitrat (40 %) bestehendes Salzgemisch ( $\text{NaNO}_3\text{-KNO}_3$ ) mit einer Schmelztemperatur von 238 °C und einer maximalen Einsatztemperatur von  $\approx 700$  °C, das bereits für Hochtemperaturwärmespeicher großtechnisch hergestellt wird. Im Zwischenwärmetauscher wird das Nitrat-Salzgemisch auf 600 °C erhitzt, im Dampferzeuger sinkt die Temperatur bis auf 360 °C. Über einen Bypass wird die Nitrat-Salzsenschmelze vor Eintritt in den Zwischenwärmetauscher wieder auf 500 °C vorgewärmt (siehe Abb. 2.3). Der Dampferzeuger wird mit Wasser mit einer Temperatur von 300 °C gespeist und der generierte Frischdampf hat eine Temperatur von 585 °C.



**Abb. 2.3** Schematische Darstellung des Primär- (rot) und Sekundärkühlkreises (gelb)  
/KAP 20a/

### 3 Auslegung

Das Sicherheitskonzept des KP-FHR ist möglichst passiv gehalten und basiert auf der Eigensicherheit des Brennstoffs und dem niedrigen Druck des einphasigen Primärkühlmittels. Laut Entwickler besteht keine Notwendigkeit für einen Hochdruck-Sicherheitsbehälter. Sowohl Abschaltstäbe als auch Hilfskühlsystem funktionieren bei Bedarf passiv, ohne elektrische Energieversorgung.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Die Reaktivitätskontrolle erfolgt über eine nicht näher definierte Anzahl an Steuer- und Abschaltstäben. Über Werkstoffe, Antrieb und Positionierung sind keine Informationen des Herstellers bekannt. Laut Kairos Power werden die Steuer- und Abschaltstäbe entweder manuell gesteuert oder automatisch aktiviert.

#### 3.2 Nachwärmeverabfuhr- und Notkühlsysteme

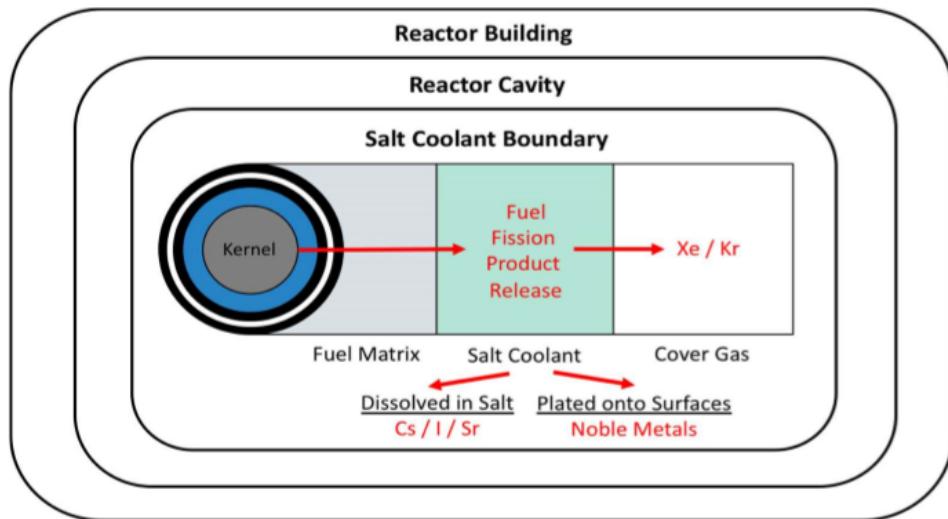
Die Masse der TRISO-Brennstoffkugeln, der Salzschmelze und der Graphit-Reflektoren erzeugt eine hohe thermische Kerenträgheit und ein langsames Einschwingverhalten bei Temperaturschwankungen.

Das Hilfskühlsystem RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System) dient als Not- und Nachkühlsystem. Es nutzt Wasser und basiert auf einem passiven Naturumlauf. Die Nachzerfallswärme wird ohne manuelles Einwirken abgeführt. Im Falle eines Ausfalls der Stromversorgung oder einer Störung des Steuersignals wird gespeichertes Wasser durch passive Isolierventile automatisch in den Reaktorbehälter geleitet. Das RVACS besteht aus einem Wassertank, einer Dampftrommel, einem Siede- und einem Kondensationskreislauf.  
/NRC 20/

#### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Die verschiedenen Barrieren des Konzepts sind in Abb. 3.1 dargestellt. Im Falle eines Austritts von Spaltprodukten aus den TRISO-Brennstoffkugeln sollen gasförmige Spaltprodukte (Kr/Xe) von einem Schutzgas im Primärkreislauf gebunden werden. Andere feste und flüchtige Spaltprodukte (Cs/I/Sr) sollen in der FLiBE-Salzschmelze gelöst und gespeichert werden. Kommt es zu einem Kühlmittelverlust durch eine Leckage im Primärkühlkreis, ist der austretende Volumenstrom durch den geringen Druck begrenzt. Der Zwischenkühlkreis trennt

den Niederdruck-Primärkühlkreis vom Hochdruck-Frischdampfkreis, um die Materialbeanspruchungen im Dampferzeuger durch die Druckdifferenz zu verringern.



**Abb. 3.1** Konzept der Verhinderung der Freisetzung von Spaltprodukten /KAP 20a/

### 3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen

Zum Management von Stör- und Zwischenfällen und vorgesehenen mitigativen Maßnahmen des KP-FHR liegen der GRS keine Informationen vor.

### 3.5 Elektrotechnik

Das elektrische System umfasst Hoch-, Mittel- und Niederspannungsverteilersysteme sowie die zugehörigen Aufwärts- und Abwärtstransformatoren und Schaltanlagen. Tragbare Dieselgeneratoren, unterbrechungsfreie Stromversorgungen und Batteriebänke sind je nach Bedarf verfügbar. Die Abschaltstäbe als auch das Hilfskühlsystem funktionieren passiv und benötigen keine elektrische Energieversorgung.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

### 3.6 Leittechnik

Das Leittechniksystem des KP-FHR besteht aus einem Reaktorschutzsystem (Reactor Protection System), einem betrieblichen Leittechniksystem (Reaktorkontrollsysteem, Plant Control System) und einem sogenannten „Plant Health Monitoring System“ /IAE 22/, /KAP 20b/:

#### **Reaktorschutzsystem (Reactor Protection System, (RPS))**

Das Reaktorschutzsystem soll die Prozessvariablen der Anlage überwachen und vor unsicheren Zuständen im Leistungsbetrieb und bei Transienten schützen. Es bietet die Möglichkeit den Reaktor durch automatische Auslösesignale bei Erreichen nicht vorgesehener Zustände abzuschalten. Es gibt auch die Möglichkeit einer manuellen Reaktorschnellabschaltung von der Warte aus oder von einer entfernten Abschaltestation (remote shutdown station). Die beiden Hauptfunktionen des Reaktorschutzsystems sind:

- Überwachung der Anlagenvariablen und Abschaltung des Reaktors bei Erreichen oder Überschreiten bestimmter Grenzwerte während eines vom Normalbetrieb abweichenden Betriebsablaufs (anticipated operational occurrence, AOO<sup>1</sup>), eines sicherheitsrelevanten Ereignisses oder auslegungsüberschreitenden Störfalls
- Überwachung der Anlagenvariablen und Aktivierung der technischen Sicherheitsvorkehrungen des Reaktorschutzsystems und im Hilfskühlsystem RVACS, wenn bei einem AOO, Auslegungsstörfall oder auslegungsüberschreitenden Störfall bestimmte Sollwerte erreicht oder überschritten werden.

Das System umfasst sicherheitsrelevante Instrumentierung, zur Überwachung und Steuerung wichtiger Reaktorparameter, wie beispielsweise Temperatur, Behälterfüllstand, Druck und Neutronenfluss. Bei der Konfiguration und den automatischen Maßnahmen des Reaktorschutzsystems wurde die inhärenten Sicherheitsmerkmale des Reaktors mitberücksichtigt. Das System wurde ausreichend vereinfacht, um eine deterministische Analyse aller Auslegungsereignisse zu ermöglichen. Das Reaktorschutzsystem ist unabhängig von anderen Systemen (Reaktorkontrollsysteem), redundant, diversitär und beruht auf dem Konzept eines Defense-in-Depth Ansatzes /IAE 22/, /KAP 20b/. Das Reaktorschnellabschaltesystem ist über fest verdrahtete Signalleitungen realisiert.

<sup>11</sup> AOO ist ein vom Normalbetrieb abweichende Betriebsabläufe, die das Potenzial haben, die Sicherheit des Reaktors zu gefährden. Gemäß den Auslegungsbestimmungen verursachen AOOs keine nennenswerten Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, noch führen sie direkt zu Unfallbedingungen /IAE XX/ Safety Analysis: Event classification

## **Reaktorsteuerungssystem (Plant Control System)**

Das (betriebliche) Reaktorsteuerungssystem umfasst ein Instrumentierungssystem für den Primärkreis, den Zwischenkühlkreis und die Dampfturbine, so dass eine effiziente Überwachung und Steuerung der Wärmeübertragung ermöglicht. Das System umfasst eine Vielzahl von Instrumentierungssystemen, die den Reaktor und die Reaktivität, die Temperatur, den Kühlmittelfluss, den Druck etc. überwachen und regeln. Das Reaktorsteuerungssystem arbeitet innerhalb des für das RPS festgelegten Betriebsrahmens als industrielles Steuerungssystem. Es maximiert die Automatisierung und die kontinuierliche Überwachung des Zustands der Anlage /IAE 22/, /KAP 20b/.

### **Plant Health Monitoring System**

Das sogenannte "Plant Health Monitoring System" umfasst Zustandsanzeigen für verschiedene Sensoren, Aktuatoren und Instrumentierungen auf der Warte, so dass damit Bediener- und Wartungsmaßnahmen durchgeführt werden können.

Einige Informationen zur Leittechnik lassen sich aus der Beschreibung des Demonstrationsreaktor Hermes ableiten, wobei anzunehmen ist, dass beim KP FHR ein (zumindest nahezu) identisches Leittechniksystem zur Anwendung kommen wird. Aus den Unterlagen /KAP 21/ geht hervor, dass das gesamte Leittechniksystem (Reaktorschutz- und Reaktorsteuerungssystem, Instrumentierungen und Aktuatoren) unabhängig, redundant und diversitär aufgebaut ist. Insbesondere das sicherheitstechnisch wichtige Reaktorschutzsystem ist funktional und elektrisch unabhängig von den anderen Leittechniksystemen und verwendet Eingangssignale von unabhängigen Instrumentierungen. Die Signale der Reaktorschutz-Instrumentierung werden über eine Datendiode an das PCS weitergeleitet. Sicherheitsgrenzwerte (oder analytische Grenzen, Analytical Limits (AL)) werden durch die Betriebsgrenzen in der Sicherheitsanalyse der Anlage definiert.

Das Reaktorsteuerungssystem (PCS) ist ein digitales mit Mikroprozessoren ausgestattetes automatisiertes industrielles Steuerungssystem (ICS), das die Anlagensysteme individuell steuert. Die Teilsysteme (Reactor coolant auxiliary control system (RCACS), Primary heat transport control system (PHTCS), Primary heat rejection control system (PHRCS)) sind über sicherheitstechnisch nicht relevante Signalleitungen sowie sicherheitstechnisch nicht relevante Echtzeit-Verbindungen in das PCS integriert. Das Anlagensteuerungssystem erhält sowohl Sensordaten von sicherheitstechnisch nicht relevanten Sensoren als auch von sicherheitstechnisch relevanten Sensoren, die zur Kommunikation eine Datendiode verwenden. Das Anlagensteuerungssystem hat keine sicherheitstechnisch relevanten

---

Funktionen unabhängig vom Betriebszustand oder Ereignis. Das RCS steuert und überwacht Systeme und Komponenten, die den normalen Betrieb, geplante Transienten und die Abschaltung des Reaktors unterstützen.

Das Reaktorschutzsystem ist der einzige Teil des Leittechniksystems, der als sicherheitstechnisch relevant eingestuft ist und bei dem die Möglichkeit zur Reaktorschneellschaltung und Betätigung der technischen Sicherheitseinrichtungen akkreditiert wird.

Es gibt drei Möglichkeiten, wie es zu einer Auslösung von Schutzfunktionen kommen kann:

- Prozessvariablen erreichen oder überschreiten festgelegte Sollwerte, die von RPS-Sensoren gemessen werden
- manuelle Auslösung von der Warte oder einer entfernten Abschalttafel vor Ort
- Ausfall der elektrischen Energie der Anlage (mit einer Zeitverzögerung)

Die Betätigung des Reaktorschutzes zur Abschaltung des Reaktors schaltet auch bestimmte sicherheitstechnisch nicht relevante Strukturen, Systeme und Komponenten ab, die normalerweise vom Anlagensteuerungssystem gesteuert werden, um sicherzustellen, dass dies nicht die Ausführung des Reaktorschutzsystems hindern.

Das Reaktorschutzsystem ist auf einer logikbasierten Plattform aufgebaut und mit FPGA-Technologie und diskreten Komponenten realisiert. Es werden keine Software oder Mikroprozessoren für den Betrieb verwendet. Das Reaktorschutzsystem umfasst die folgenden sicherheitstechnisch relevanten Elemente:

- getrennte Kanäle für Elektronik der Sensoren und Eingabegeräte,
- redundante und getrennte Gruppen der Signalkonditionierung,
- redundante und getrennte Gruppen für die Bestimmung der Reaktorschneellschaltung,
- manuelle Schalter zur Reaktorschneellschaltung,
- sicherheitstechnisch relevante Komponenten zur elektrischen Trennung von dem technisch nicht relevanten hochzuverlässigen Gleichstromversorgungssystem,
- Stromversorgungen für sicherheitstechnisch relevante Sensoren und Reaktorschutz-Komponenten, inklusive einer Isolierung von der sicherheitstechnisch nicht relevanten hochzuverlässigen Gleichstromversorgung,
- redundante Spannungssensoren zur Erkennung des Verlusts von 120 V<sub>AC</sub> des unterbrechungsfreien Stromversorgungssystems,

- 
- mehrere Instrumentierungen zur Reaktorschneellschaltung mit zugehöriger Verkabelung,
  - zwei nicht sicherheitstechnisch wichtige Reaktorschutz Gateways,
  - zwei Divisionen des Reaktorschneellschaltungssystems (reactor trip system, RTS) mit Voting- und Aktuator.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Leittechnik vor bzw. es wurden auch einige Informationen in der Dokumentation für die Öffentlichkeit unkenntlich gemacht. Es ist jedoch trotzdem damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Leittechnik veröffentlicht werden.

### 3.7 Wartenkonzept

Es gibt eine Warte mit Anzeigen für die Instrumentierung, Sensoren und Aktoren der Anlage. Zudem gibt es eine Notsteuerwarte (remote shutdown station), von der ein Abschalten des Reaktors möglich ist.

Einige Informationen zum Wartenkonzept lassen sich auch aus der Beschreibung des Demonstrationsreaktor Hermes ableiten, wobei anzunehmen ist, dass beim KP FHR ein sehr ähnliches Wartenkonzept zur Anwendung kommen wird. Demnach dient die Warte den Operateuren dazu, das Verhalten der Anlage zu überwachen, die Leistung der Anlage zu kontrollieren und im Falle von Auslegungsereignissen die Anlage zu steuern. Die Warte ist mit Bildschirmarbeitsplätzen für die Operateure und das Aufsichtspersonal ausgestattet, die Alarne, Meldungen, Verriegelungen für Personal und Equipment und Prozessinformationen bereitstellen. Diese Arbeitsplätze sind die Hauptschnittstelle zwischen den Operateuren, dem Anlagensteuerungssystem und den Informationen aus dem Reaktorschutzsystem. Das Display der Warte zeigt Anlagenparameter an und enthält einen manuellen RESA-Auslöseschalter, der über ein Gateway übertragen wird. Zudem gibt es eine Anzeige für das Brandschutzsystem innerhalb des Reaktorgebäudes mit einer Steuerung der Belüftungs- und Löschsysteme. Die Arbeitsplätze auf der Warte sind mit administrativen Kontrollen ausgestattet, die einen unbefugten Zugriff verhindern sollen. Die Bildschirme der Arbeitsplätze sind passwortgeschützt und beinhalten Verriegelungen wie Magnetkarten und koordinierte Anmeldungen mehrerer Bediener, um unbefugten Zugang zur verhindern.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

### **3.8        Kommunikationskonzept**

Die Arbeitsplätze auf der Warte sind über einen Netzwerk-Switch mit dem Hauptnetz der Anlage verbunden. Das System verwendet redundante Glasfaserkanäle für die Kommunikation zwischen dem Anlagensteuerungssystem und der Warte, die Einwegkommunikation erfolgt über einen Glasfaserkanal mit Datendiode. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9        Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur personellen Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

**4 IT-Sicherheit**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das KP-FHR-Konzept verwendet UCO-Kernbrennstoff in Form von TRISO-Brennstoffkugeln mit einer Anreicherung von 19,75%. In der zugehörigen Anlage werden auch die abgebrannten TRISO Brennelementkugel in Behältern gelagert. Entsprechend der Einstufung nach Tab. 1 /IAE 11/ ist dieses Konzept somit als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) einzustufen.

Der Betreiber Kairos Power LLC ist ein junges Unternehmen, dass im Jahr 2016 gegründet wurde. Der KP-FHR soll das erste Produkt bzw. die erste Anlage dieses Unternehmens werden. In Schlüsselfunktionen finden sich einige Experten aus dem Kernenergie-Bereich, jedoch erscheint es nicht plausibel, dass auf Arbeitsebene Erfahrung für den Bereich der Sicherung vorliegt, wenngleich in /KAP 21/ darauf verwiesen wird, dass die regulatorischen Vorgaben zu „Standard Format and Content for a Licensee Physical Security Plan for the Protection of Special Nuclear Material of Moderate or Low Safety Significance“ erfüllt werden sollen. Kairos Power LLC gibt an, dass eine Beschreibung der Sicherung bzw. des Physischen Schutzes im Rahmen der Beantragung einer Betriebsgenehmigung erfolgen soll /KAP 21/.

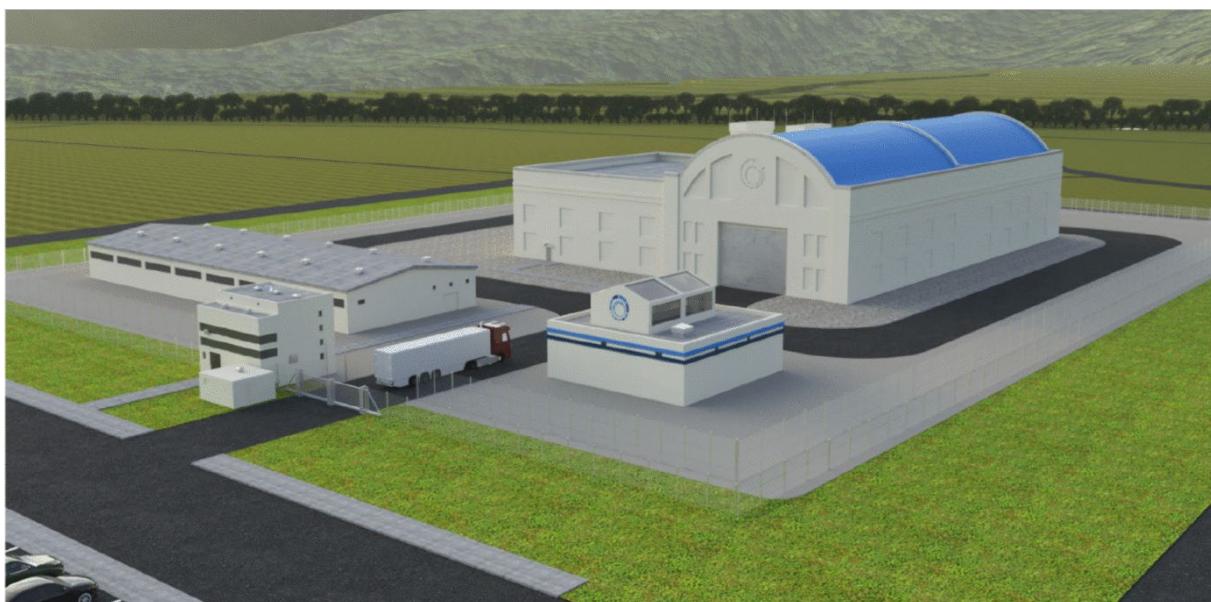
### SMR-Standorteigenschaften

Zu den für den physischen Schutz des Standortes relevanten Aspekten finden sich in den vorliegenden Unterlagen keine Informationen. Dies liegt zum einen daran, dass sich Kairos Power LLC noch in der Konzeptphase befindet und damit einen geringeren Realisierungsfortschritt aufweisen kann als andere SMR-Konzepte sowie zum anderen, dass der physische Schutz formal erst im Rahmen der Beantragung einer Betriebsgenehmigung behandelt werden muss. Somit sind auch keine Informationen zu der Größe eines KP-FHR-Standortes bekannt.

Anhand einer vorliegenden Animation (Abb. 1.5) von Kairos Power LLC zu Hermes, einem 35 MWth Testreaktor, der sich gerade in der Design-Phase befindet und planmäßig 2026 den Betrieb aufnehmen soll /IAE 22/, finden sich bereits Darstellungen von Aspekten des Physischen Schutzes, die im Folgenden näher beschrieben werden. Es wird davon ausgegangen, dass die genannten Aspekte auch für den konventionellen KP-FHR-SMR mindestens angewandt werden.

Auf dem Gelände befinden sich fünf Gebäude, zu denen vermutlich das zentral gelegene Reaktorgebäude mit Hilfsanlagegebäude zählt. Aus der Ausführung der beiden anderen freistehenden Gebäude kann deren Zweck nicht unmittelbar abgeleitet werden. Jedoch

befindet sich ein Gebäude am Zugang zum Anlagengelände, in das auch der einzige Fußweg mündet (Abb. 1.5). Es handelt sich vermutlich um ein Gebäude mit Sicherungsfunktion, in der das Betreten des Geländes angezeigt wird und somit eine Zutrittskontrolle durchgeführt wird. An der daneben befindlichen Straßenzufahrt ist außerhalb des Geländes ein weiteres kleines Gebäude zu erkennen, in dem vermutlich der Zugang für einfahrende Fahrzeuge kontrolliert wird. Diese Zufahrt verfügt über ein einzelnes Tor, jedoch nicht über eine Fahrzeugschleuse. Vor dem Gelände ist ein Parkplatz für PKW angedeutet, sodass auf das Tor nur begrenzter Geschwindigkeit mit dem potenziellen Zweck eines Durchbruchs angefahren werden kann (Abb. 5.1). Ein Durchfahrschutz ist nicht dargestellt.



**Abb. 5.1** Animation der Hermes Demonstrationsanlage, die in Oak Ridge USA entstehen soll /KAP 21/.

Das Anlagengelände ist mit einer Doppelzaunanlage umgeben, deren genaue Ausführung nicht abgeleitet werden kann. Das Vorfeld erscheint freigehalten, sodass eine gute Übersichtlichkeit gegeben ist. Masten für eine Beleuchtung oder eine Videoüberwachungsanlage sind nicht dargestellt, jedoch sind auch auf dem Gelände keine für den Arbeitsschutz erforderlichen Lichtmästen vorgesehen, weshalb hieraus keine Aussagen zum Vorhandensein solcher technischer Sicherungseinrichtungen getroffen werden können. Auf dem Gelände sind keine Parkplätze dargestellt (Abb. 5.1). In Kombination mit dem vorgelagerten Parkplatz erscheint es plausibel, dass die Zufahrt für PKW nicht vorgesehen ist.

Somit scheint es sich bei dem umzäunten Anlagengelände um den zutrittsbeschränkten Bereich zu handeln. Innerhalb des Reaktorgebäudes und/oder des Hilfsanlagengebäudes befindet sich plausibler Weise der geschützte Bereich. Da keine Informationen über den

---

Aufbau des Reaktorgebäudes vorliegen, wäre eine Verortung eines inneren Bereichs ausschließlich spekulativ.

### **Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren**

Zu der baulichen Ausführung des Reaktorgebäudes liegen keine genauen Informationen vor. Aus Abb. 5.1 kann hingegen entnommen werden, dass das Reaktorgebäude sowie das Hilfsanlagengebäude über keine augenscheinliche Öffnungsverschlüsse wie Fenster verfügen. Lediglich ein Tor (evtl. Materialschleuse) für das Einbringen großer Objekte ist dargestellt. Das Vorhandensein eines Personenzugangs ist plausibel zu unterstellen.

Der KP-FHR soll gegen ein für die USA zu erwartendes Erdbeben (safety shutdown earthquake, SSE) ausgelegt /IAE 22/ und das Reaktorgebäude dabei seismisch isoliert ausgeführt werden. Somit kann aus der Erdbebenwiderstandsfähigkeit nicht direkt auf die Qualität von Mauern und relevanten Strukturen geschlossen werden /KAP 20b/. Da der Primärkreis nur unter sehr geringem Druck steht, ist der Reaktorbehälter dünnwandig, im Vergleich zu RDBs konventioneller Kraftwerke ausgelegt. Dies wirkt sich nachteilig für die Sicherung aus, die ansonsten von der hohen Widerstandsfähigkeit dickwandiger RDBs profitiert. Der defense-in-depth Ansatz soll neben den intrinsischen Sicherheitsmerkmalen auch durch mehrere Barrieren erfüllt werden /IAE 22/.

Zu den aktivitätsführenden Bereichen ist das Reaktorgebäude zu zählen. Dort befindet sich der Reaktorbehälter, mit dem enthaltenen Kernbrennstoff. Abgebrannte Brennelementkugeln werden in Lagerbehälter verfüllt und ebenfalls am Standort in Behältern gelagert. Die Lagerkapazität für ausgediente Brennelementkugeln vor Ort beträgt 60 Jahre. Dies geschieht ebenfalls im Reaktorgebäude, sodass vermutlich die aktivitätsführenden Bereiche auf dieses Gebäude beschränkt sind.

Die Sicherungsebenen um den Kernbrennstoff sind in 3.3 näher beschrieben. Im Wesentlichen handelt es sich dabei um die TRISO-Partikel (Brennstoffmatrix, sowie Umhüllungen), die Salzschmelze des Primärkreislaufs, der Reaktorbehälter und schließlich das Reaktorgebäude.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

Das Gelände des Hermes Testreaktors ist von einer Doppelzaunanlage umgeben. Es erscheint plausibel, dass ein solcher Perimeter auch für den konventionellen SMR vorgesehen wird.

---

Da ein Perimeter ohne entsprechende Detektion, Verifikation und Alarmierung keinen Nutzen für die Sicherung bietet, ist das Vorhandensein solcher technischen Einrichtungen zu unterstellen, wenngleich sich kein Verweis zu solchen Sicherungseinrichtungen in den Unterlagen findet.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Zu personellen Sicherungsmaßnahmen finden sich keine expliziten Informationen für das KP-FHR SMR-Konzept. Anhand der Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen, die anzunehmender Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktion überprüft bzw. verarbeitet.

Auch das Vorhandensein eines Wachgebäudes an der Zufahrt muss zur Wahrung seiner Funktion mit Sicherungspersonal besetzt sein. Dies ist ein weiterer Hinweis für das Vorsehen von Sicherungspersonal.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

### **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Die verwendeten TRISO Brennelementkugeln werden regelmäßig aus dem Kern entnommen. Die Verwendungsdauer für eine durchschnittliche TRISO-Kugel liegt bei sechs Reaktordurchläufen. Der angestrebte Zeitraum hierbei ist vermutlich 20 Jahre. Der damit assoziierte Zeitraum ist hingegen unbekannt. Nach der Entnahme aus dem Kern wird jede Brennstoffkugel auf ihren Abbrand und ihre Integrität hin überprüft und dann entschieden, ob sie für die Zwischenlagerung in Behälter gefüllt oder erneut dem Kern als "frischer" Kernbrennstoff zugeführt werden kann. Die Zwischenlagerung wird als trocken bezeichnet und die Behälter sollen auch für einen Transport der Brennelementkugeln geeignet sein. Beim Brennstoffbeladevorgang wird vermutlich ein automatisches System verwendet, ohne das Personal beteiligt ist. Es erscheint daher plausibel, dass die Räumlichkeiten auch nicht für Personal zugänglich sind. Dies würde sich positiv auf die Sicherung Auswirken, da kein unmittelbarer Personenzugang zum Kernbrennstoff vorgesehen ist.

Über das Vorhandensein von Notstromdieseln liegen keine Informationen vor. Da der Reaktor auf passive Sicherheitssysteme setzt, ist unklar, ob auf Notstromdiesel aus dem Bereich der Sicherheit für die Sicherungseinrichtungen gesetzt werden kann.

## 6 Stand der Realisierung

Kairos Power steht seit 2018 in Kontakt mit der US-Aufsichtsbehörde NRC. Das Unternehmen plant die Errichtung eines Demonstrationsreaktors mit geringer Leistung ( $35 \text{ MW}_{\text{th}}$ ) unter dem Namen „Hermes“ in Oak Ridge, Tennessee. Im Oktober 2021 reichte Kairos Power einen vorläufigen Sicherheitsanalysebericht (PSAR) für den KP-FHR bei der NRC ein, als Teil des Antrags auf Baugenehmigung für den Hermes-Testreaktor /KAP 21/. Dieser soll zur Demonstration des KP-FHR Reaktorkonzepts dienen und keinen Strom produzieren. Im November 2021 veröffentlichte die NRC einen Sicherheitsbewertungsbericht, in dem die angewandte Methode zur Quellterm-Berechnung erstmals akzeptiert wurde, was als wichtiger Schritt angesehen werden kann. Im Juni folgte der finale Sicherheitsbewertungsbericht (Final Safety Evaluation Report, FSER) und im August 2023 stellte die NRC die finale Stellungnahme zur Umweltverträglichkeit (Final Environmental Impact Statement, FEIS) fertig und empfiehlt auf Basis dessen die Erteilung der Baugenehmigung /WNN 23/. Der Zeitplan der Entwickler sieht vor, dass die Baugenehmigung noch im Jahr 2023 erteilt und Hermes bis 2026 in Betrieb genommen wird.

Am 14. Juli 2023 reichte Kairos Power bei der NRC einen Antrag für eine Baugenehmigung für eine Anlage ein, die als Hermes 2 bezeichnet wird. Diese zweite Demonstrationsanlage soll unmittelbar neben dem ersten Hermes-Testreaktor errichtet werden und zwei der Reaktoren sowie eine Turbine beinhalten. Hermes 2 soll alle Funktionen einer KP-FHR Anlage – einschließlich der Stromproduktion – in kleinerem Maßstab abbilden. Der Baubeginn für Hermes 2 ist frühestens im Juli 2025 geplant. Der erste der beiden Reaktoren könnte dann zwischen Juli und Dezember 2027 in Betrieb genommen werden und der zweite ein Jahr später folgen. /WNN 23a/

Mit Blick auf den Betrieb von Testeinrichtungen sowie den geplanten Bau der Hermes-Anlagen wurde im Juli 2022 auf dem Gelände der Firma Materion in Ohio eine Anlage zur Produktion des hochreinen Fluoridsalzes in Betrieb genommen, das als Kühlmittel verwendet werden soll. /WNN 22/ Für die Fertigung des TRISO-Brennstoffs für den Hermes Reaktor wurde im Dezember 2022 eine Vereinbarung mit dem Los Alamos National Laboratory (LANL) geschlossen. Die Produktion des Brennstoffs soll in der Produktionsstätte für niedrig angereicherten Brennstoff (Low Enriched Fuel Fabrication Facility, LEFFF) des LANL erfolgen. Dazu sollen von Kairos Power entwickelte Herstellungsprozesse in die LEFFF integriert werden. /WNN 22a/

## 7 Quellen

- /IAE 22/ IAEA Department of Nuclear Energy: "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition", September 2022
- /KAP 20a/ Kairos Power LLC: "Presentation Materials for Kairos Power Pre-Submittal Meeting on Quality Assurance Topical Report", Präsentation, QATR Pre-Submittal Meeting, 19.02.2020
- /KAP 20b/ Kairos Power LLC: "Design Overview of the Kairos Power Fluoride Salt-cooled, High Temperature Reactor", Revision 1., Februar 2020
- /KAP 21/ Kairos Power LLC: "Hermes Non-Power Reactor Preliminary Safety Analysis Report", HER-PSAR-001, Revision 0, September 2021
- /NRC 20/ US Nuclear Regulatory Commission: "Design Overview for the Kairos Power Fluoride Salt-Cooled, High Temperature Reactor – Enclosure 2, Revision 1", KP-NRC-2002-005, 2020.
- /WNN 22/ World nuclear news: Kairos and Materion commission molten salt purification plant, 20.07.2022, online: [Kairos and Materion commission molten salt purification plant : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /WNN 22a/ World nuclear news: Kairos Power, Los Alamos collaborate to make TRISO fuel, 09.12.2022, online: [Kairos Power, Los Alamos collaborate to make TRISO fuel : Uranium & Fuel - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /WNN 23/ World nuclear news: NRC completes Hermes environmental review, 18.08.2023, online: [NRC completes Hermes environmental review : Regulation & Safety - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /WNN 23a/ World nuclear news: Kairos seeks construction licence for two-unit Hermes plant, 25.07.2023, online: [Kairos seeks construction licence for two-unit Hermes plant : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 23.10.2023.

## Abkürzungsverzeichnis

FEIS	Final Environmental Impact Statement
FSER	Final Safety Evaluation Report
LANL	Los Alamos National Laboratory
LEFFF	Low Enriched Fuel Fabrication Facility
NRC	Nuclear Regulatory Commission
PSAR	Preliminary Safety Analysis Report
RDB	Reaktordruckbehälter
RVACS	Reactor Vessel Auxiliary Cooling System
TRISO	Tristructural Isotropic
UC	Urancarbid
UCO	Uran Oxy Carbid

## A.9 SMR-Steckbrief: „Micro Modular Reactor“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Das Unternehmen Ultra Safe Nuclear (USNC) mit Hauptsitz in Seattle entwickelt das Konzept des Micro Modular Reactor (MMR) für verschiedene Anwendungsmöglichkeiten. So sollen MMR-Anlagen geeignet sein, auch in abgelegenen Gegenden, Strom und Prozesswärme, beispielsweise zur Produktion von Wasserstoff oder zur Entsalzung von Meerwasser, für industrielle Anlagen, militärische Einrichtungen oder den Bergbau zur Verfügung zu stellen. Der MMR soll auch gut als „Backup-Power“ zusammen mit intermittierenden Energiequellen, wie Wind- und Solarkraftwerken, in Stromnetze zu integrieren sein, um eine wetterunabhängig zuverlässige Stromversorgung zu gewährleisten.

Um die Bauzeit zu verkürzen und Herstellungsprozesse zu optimieren, sollen MMR-Anlagen hochgradig modularisiert aufgebaut werden. Die einzelnen Module sollen standardisiert und in Fabriken vorgefertigt werden. Dazu gehören vormontierte Strukturauteile aus Stahl ebenso wie Fertigbetonteile. Dabei sollen bereits werkseitig alle Systemteile, die zu einem Modul gehören (Kabel, Leitungen, Beleuchtung usw.), installiert werden, sodass sie am Standort nur noch über die vorgesehenen Schnittstellen verbunden werden müssen. Auf dem Transportweg per Bahn, LKW, Schiff oder Flugzeug einwirkende Belastungen sollen dabei in der Auslegung der Module berücksichtigt werden. Tests der Module sind vor und nach dem Transport vorgesehen. /USN 21/

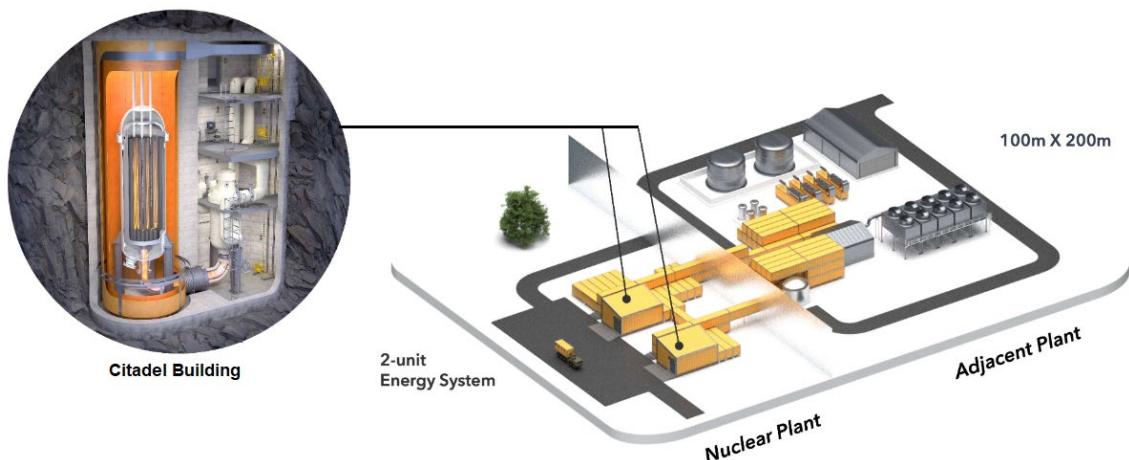
### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Beim MMR handelt es sich um das Konzept eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors mit einer Leistung von 15 MW<sub>th</sub>. Wird die thermische Energie nicht für Prozesswärmeanwendungen verwendet, kann daraus eine elektrische Leistung von bis zu 5 MW<sub>e</sub> generiert werden. Aufgrund der besonders geringen Leistung von weniger als 10 MW<sub>e</sub> wird der MMR innerhalb der SMR auch der Untergruppe der Mikroreaktoren zugeordnet. Eine auf dem Konzept des MMR basierende Anlage kann, abhängig vom jeweiligen Bedarf, nur eines oder bis zu zehn Reaktormodule umfassen.

Die Gesamtanlage wird in einen nuklearen und einen nicht-nuklearen Anlagenteil unterteilt. Der nukleare Anlagenteil umfasst ein unterirdisch gebautes, sogenanntes Festungsgebäude („Citadel Building“) und das darüber errichtete Nukleargebäude. Das Citadel Building wird durch eine zylindrische Betonstruktur gebildet und umschließt den Reaktor und den daran angeschlossenen Wärmetauscher. Die Betonstruktur soll vor Einwirkungen schützen und darüber hinaus als biologischer Schild dienen. In dem 7-10 m hohen Nukleargebäude sind neben einem Abfalllagerungs- und Dekontaminationsbereich auch ein allgemeines Lager,

Umkleideräume, die Klimaanlage, elektrische Ausstattung, die Warte und ein Raum für die Anlagensicherung untergebracht.

Jedem Reaktormodul wird in der Anlage ein nicht-nuklearer Anlagenteil zugeordnet, der nach einem Baukastenprinzip modular zusammengestellt werden kann. Der nicht-nukleare Anlagenteil dient dazu, die Energie in der vom Verbraucher für seine jeweiligen Verwendungszwecke benötigten Form bereitzustellen. Dafür sollen unter anderem Tanks zur Zwischenspeicherung von Wärmeenergie in einer Salzschnmelze, Systeme zur Dampf- und Stromerzeugung, eine Backup-Power-Einheit oder eine Prozesswärmeeinheit angeboten werden. Die Speichertanks für die Salzschnmelze sollen dabei als Puffer dienen, um kurzfristige Schwankungen der Energieabnahme auszugleichen, sodass der Reaktor dennoch stetig bei konstanter Leistung betrieben werden kann. Darüber hinaus kann der nicht-nukleare Anlagenteil – je nach Bedarf des Kunden – Büros, eine Trainingseinrichtung oder ein Besucherzentrum umfassen. Das Anlagenlayout ist in Abb. 2.1 dargestellt.



**Abb. 2.1** Darstellung des MMR Anlagenlayouts /USN 22/

Der Flächenbedarf für eine Anlage mit einem Einzelmodul wird mit 130 m x 96 m angegeben. Der Reaktor selbst soll unter der Erdoberfläche installiert werden, um ihn besser vor Einwirkungen von außen zu schützen. Somit soll er Erdbeben mit einer Bodenbeschleunigung von 0,3 g standhalten. Der MMR ist für eine Betriebsdauer von 20 Jahren ausgelegt. Brennelementwechsel sind in diesem Zeitraum nicht vorgesehen. Am Ende dieses Betriebszyklus soll ein Abbrand von durchschnittlich 82,2 GWd/t und maximal 131,3 GWd/t erreicht werden. Nach 10 Jahren sind umfassende Instandhaltungsarbeiten („mid-life refurbishment“) vorgesehen. /USN 21/ Soll die Anlage über diese 20 Jahre hinaus weiter betrieben werden, ist es vorgesehen, das komplette Reaktormodul mit dem Brennstoff zu erneuern. Eine Lagerung von Brennstoff auf dem Anlagengelände ist nicht vorgesehen. /USN 21/

Auch wenn zunächst die Einrichtung einer Warte jeweils im Nukleargebäude des MMR vorgesehen ist, gibt USNC an, dass das Konzept, insbesondere wegen des geplanten Einsatzes in entlegenen Gegenden geeignet sei, um Möglichkeiten der Überwachung und Steuerung aus der Ferne einzusetzen, sodass nur wenig Personal am Standort der Anlage anwesend sein müsse. Dabei soll auch die Überwachung und Steuerung von Anlagen an mehreren Standorten in einer Einrichtung zentralisiert werden können. Die Verantwortung für den sicheren Betrieb soll dabei jedoch bei dem vor Ort in der Anlage selbst anwesenden Betriebspersonal bleiben. /USN 21/

Wichtige Kennwerte des MMR sind in Tab. 2.1 zusammengefasst.

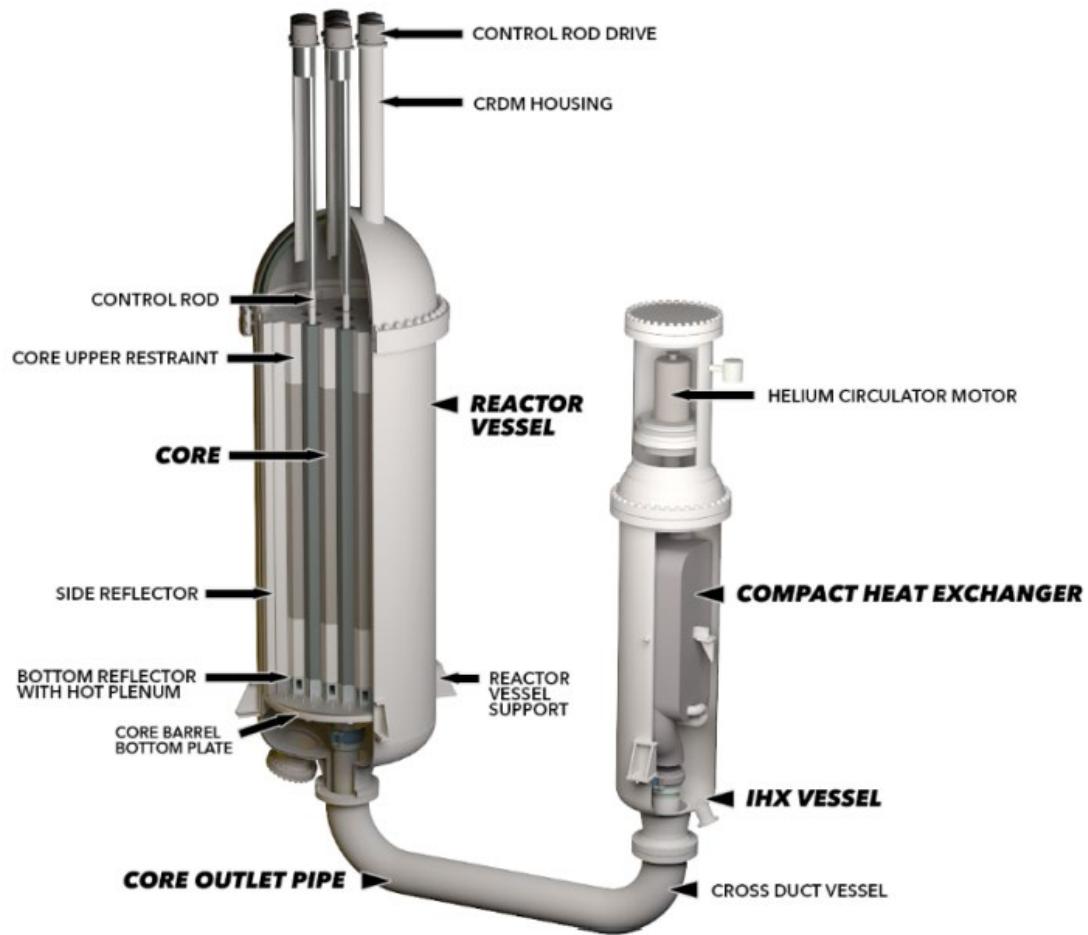
**Tab. 2.1** Betriebsparameter des Micro Modular Reactor

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Gasgekühlter Hochtemperaturreaktor
Leistung	15-30 MW <sub>th</sub> / 5-10 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	20 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Helium / Graphit
Kühlmittelumwälzung	Zwangsumwälzung
Primärkreisdruck	30 bar
RDB Durchmesser / Höhe	3,5 m / 13,25 m
Sicherheitsbehälter	Brennstoff soll ausreichenden Schutz gegen Freisetzung bieten, Citadel Building als Schutz gegen Einwirkungen von außen
Reaktorkern	Hexagonale Graphitblöcke mit Brennstoffpellets
Brennstoff	FCM (TRISO-basiert)
Anreicherung	19,75 %
Reaktivitätskontrolle	Negativer Temperaturkoeffizient, Steuerstäbe
Neutronengift (Überschussreakтивität)	Vorhanden, nicht näher bezeichnet
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	300 °C / 630 °C
Aktive Kernhöhe	k. A.
Revisionszyklus	Keine Neubeladung geplant, Austausch des Reaktormoduls nach 20 Jahren möglich

Eigenschaft	Wert
Personalbedarf Betrieb / Revision	k. A.
Primärer Wärmetauscher Typ / Anzahl	k. A. / 1
Betriebsart der primären Wärmetauscher	k. A.
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	Solarsalzschmelze / H <sub>2</sub> O
Sekundärkreisdruck	5 bar
Flächenbedarf	130 m x 96 m (12.480 m <sup>2</sup> )
Notfallplanungszone	Laut Entwickler nicht erforderlich
Bemessungserdbeben	0,3 g
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	-
Not-/Nachkühlsysteme	Passive Wärmeübertragung auf Umgebung
Not-Wechselstromversorgung	Keine Stromversorgung für Sicherheitsfunktionen erforderlich
Not-Gleichstromversorgung	
Kernschadenshäufigkeit	k. A.
Karenzzeit	Unbegrenzt
SAMG für Kern / SHB	Laut Entwickler ist eine Kernschmelze nicht möglich

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

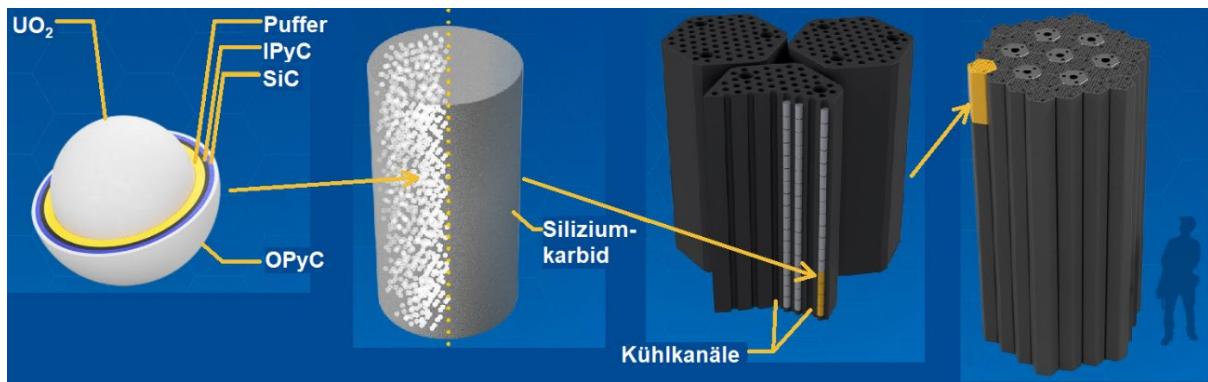
Als Kühlmittel soll im Primärkreis des MMR (Abb. 2.2) Heliumgas mit einer Flussrate von 8,8 kg/s und einem Druck von 30 bar zum Einsatz kommen. Dieses wird im Reaktorkern von 300 °C auf 630 °C aufgeheizt. Der Reaktorkern befindet sich im Reaktordruckbehälter, der „heliumdicht“ gestaltet ist. Er verfügt dazu über metallische Dichtungen und eine Versiegelungsschweißnaht. Der RDB ist so gestaltet, dass das kältere Helium bei etwas höherem Druck stets im Bereich der Behälterwände entlangströmt, während heißeres Helium sich bei etwas geringerem Druck im Inneren des Behälters befindet. Dadurch soll vermieden werden, dass das heißere Helium direkt mit den Behälterwänden in Kontakt kommt. Anschließend wird das heiße Helium zum primären Wärmetauscher geleitet, der seitlich unten am Reaktorbehälter angesetzt ist.



**Abb. 2.2** Schnittdarstellung des Reaktorbehälters und des primären Wärmetauschers des MMR /USN 22/

Der Reaktorkern mit einer vergleichsweise geringen Leistungsdichte von  $1,24 \text{ W/cm}^3$  wird aus 180 Graphitblöcken mit hexagonalem Querschnitt gebildet, die über- und nebeneinander platziert werden. Diese Graphitblöcke dienen als Moderator und als Reflektor und enthalten Kühlkanäle, durch die das Helium strömen kann, sowie Brennstoffkanäle, in denen Brennstoffpellets zu Säulen aufgestapelt werden. Pro Kern sollen dabei 172.800 Pellets eingesetzt werden. Zum Ausgleich der Überschussreakтивität zu Beginn des Betriebszyklus soll ein abbrennbares Neutronengift in den Graphitblöcken in der Peripherie des Kerns eingesetzt werden. Ein einzelnes Brennstoffpellet hat eine zylindrische Form mit einem Durchmesser von 2 cm und ist etwa 2,5 cm lang. Sie bestehen aus einer Siliziumkarbidmatrix, in die kleinere Brennstoffpartikel eingebettet werden. Die Verwendung von Siliziumkarbid anstelle der üblicherweise bei TRISO Brennstoffen verwendeten Graphitmatrix soll die Beständigkeit des Brennstoffs gegen die Einwirkung von Strahlung und Hitze bis über  $2000^\circ\text{C}$  weiter verbessert und das Risiko einer Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte minimiert werden. Die Brennstoffpartikel innerhalb der Siliziumkarbidmatrix sind ca. 0,5 mm groß und bestehen aus Urandioxidkernen, die von mehreren keramischen Schichten (Puffer,

pyrolytischer Kohlenstoff, Siliziumkarbid, pyrolytischer Kohlenstoff) umhüllt sind. Die Anreicherung von U-235 im Brennstoff beträgt 19,75 %. Dieser Brennstoff wurde ebenfalls von USNC entwickelt und wird als Fully Ceramic Micro-encapsulated Fuel (FCM) bezeichnet. Das Brennstoffkonzept ist in Abb. 2.3 dargestellt.



**Abb. 2.3** FCM Brennstoff von USNC. Von links nach rechts: Brennstoffpartikel, Brennstoffpellet, Pelletstapel in Graphitblock und Reaktorkern aus mehreren Graphitblöcken (modifiziert nach /USN 22a/)

### 2.3 Sekundär- und Tertiärkreis

Am primären Wärmetauscher wird die Wärme auf die im Sekundärkreis zirkulierende Solarsalzschmelze übertragen, die dadurch von 275 °C auf 565 °C aufgeheizt wird. /USN 21/ Über den Salzschmelzekreislauf wird die Wärme zum nicht-nuklearen Anlagenteil transportiert. Dieser enthält auch Speicher für die Salzschmelze, um Energie zwischenzeitlich speichern zu können. Von dort kann die Wärme verschiedenen Verbrauchern zugeführt werden, wie z. B. einem Wasser-Dampf-Kreislauf zur Stromerzeugung. /IAE 20/

### 3 Auslegung

Ziel bei der sicherheitstechnischen Auslegung des MMR war es, weitgehend Nutzen aus inhärenten Sicherheitseigenschaften zu ziehen. Vom Entwickler wird er als „walk-away safe“ bezeichnet. So sollen sich die Reaktorleistung und die Temperatur bei Störungen selbsttätig auf einem sicheren Level halten und die Wärme soll vollständig passiv abgegeben werden können. Dennoch sind auch zusätzliche Sicherheitseinrichtungen vorhanden, in denen sowohl aktive als auch passive Komponenten eingesetzt werden.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Der MMR verfügt über zwei voneinander unabhängige Optionen zur Kontrolle der Reaktivität. Zum einen verfügt der MMR auslegungsgemäß über einen stark negativen Temperaturkoeffizienten, der für eine selbsttätige Regelung der Reaktivität sorgen soll. Ein zusätzliches Regel- und Abschaltsystem nutzt Steuerstäbe mit  $B_4C$  als Neutronenabsorber. Die Steuerstäbe sind in den dafür vorgesehenen Kanälen im Kern frei aufgehängt und können durch Steuerstabantriebe angehoben oder abgesenkt werden. Zur Abschaltung des Reaktors können die Steuerstäbe freigegeben werden, sodass sie schwerkraftgetrieben in den Kern einfallen. Dabei wird unterschieden zwischen einer Regelbank, einer Abbrandkompensationsbank sowie einem Anfahrstab. Der Anfahrstab befindet sich in einem brennstofffreien Graphitblock im Zentrum des Kerns und wird für die Regelung im niedrigen Leistungsbereich beim Anfahren des Reaktors verwendet. Die Abbrandkompensationsbank sorgt für die langfristige Reaktivitätssteuerung und kompensiert Reaktivitätsänderungen durch den Abbrand des Brennstoffs und des brennbaren Neutronengifts. Sie befindet sich in Graphitblöcken in der Peripherie des Kerns, die auch Brennstoff enthalten. Die kurzfristige Reaktivitätssteuerung im Normalbetrieb wird durch die Regelbank ermöglicht. Dies ist eine Gruppe von Steuerstäben, die sich im Bereich des seitlichen Reflektors befindet. Zudem dienen konzentrisch angeordnete Abschaltstäbe dazu, den Reaktor schnell in einen unterkritischen Zustand zu bringen. /USN 21/

### **3.2 Nachwärmearbfuhr- und Notkühlsysteme**

Im Falle einer Störung des Kühlsystems soll der Reaktor durch die Eigenschaften des Brennstoffs und die Auslegung des Reaktorkerns in der Lage sein, sich auf unbegrenzte Zeit selbsttätig in einem sicheren Temperaturbereich zu stabilisieren. Ist das Heliumkühlungssystem nicht verfügbar, soll der Reaktor durch passive Wärmeübertragung über den RDB und das Citadel Building auf das umgebende Erdreich ausreichend gekühlt werden. Wasser, eine elektrische Versorgung oder aktive Systeme sollen nicht erforderlich sein, um die Sicherheit der Anlage bei einem Versagen der Kühlung zu gewährleisten. /USN 21/

### **3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss**

Der spezielle FCM Brennstoff des MMR soll die Funktion des vollständigen Einschlusses der radioaktiven Spaltprodukte gewährleisten. Daher sollen weitere Containment-Strukturen nicht notwendig sein. Durch die hohe Temperaturbeständigkeit des Brennstoffs und die selbstregulierenden Eigenschaften des Reaktors soll die Integrität dieser Barriere stets erhalten werden können. Um regulatorische Anforderungen zu erfüllen, ist trotzdem ein System vorgesehen, das im Normalbetrieb das Primärkühlmittel von radioaktiven Substanzen reinigen kann, falls der Brennstoff dennoch beschädigt wird. Weitere Maßnahmen zum Schutz der Integrität des Brennstoffs sind die designbedingte Verhinderung von Wasser- und Lufteinbrüchen in den Kern und die Verwendung von Helium als Kühlmittel, das chemisch inert ist.

### **3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen**

Bei Eintreten eines Störfalls initiiert der Reaktorschutz den Einwurf der Abschaltstäbe und der Steuerstäbe sowie die Unterbrechung der Stromversorgung für die Heliumumwälzpumpe. Somit sorgen sowohl die eingebrachte negative Reaktivität der Abschalt- und Steuerstäbe als auch die durch die reduzierte Wärmeabfuhr bei stark negativem Temperaturkoeffizienten reduzierte Reaktivität dafür, dass ein unterkritischer Zustand erreicht wird. Die Wärmeabfuhr erfolgt dann über Wärmestrahlung und Konduktion über den RDB und die Wand des Citadel Building auf die Umgebung. Dabei ist sie vom Vorhandensein des Primärkühlmittels unabhängig. Eine Kernschmelze soll beim MMR nach Angaben der Entwickler nicht möglich sein. /USN 21/

### 3.5 Elektrotechnik

Das Stromerzeugungssystem besteht aus dem Turbinengenerator und der dazugehörigen Infrastruktur. Der nicht nukleare Teil der Anlage besitzt eine Hauptstromversorgung, um die Stromversorgung in ein Übertragungsnetz zu ermöglichen.

Es ist keine Notstromversorgung für Sicherheitsfunktionen erforderlich.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

### 3.6 Leittechnik

Die Steuerung der Anlage ist hochgradig modular aufgebaut, um unterschiedliche Anlagenkonfigurationen (von einem bis zu zehn Modulen) zu ermöglichen. Die Steuerung des nuklearen Teils der Anlage ist unabhängig vom nicht nuklearen Teil der Anlage (dem sog. Adjacent Plant), d.h. die Steuerung bleibt gleich, unabhängig davon, ob die erzeugte Wärme für die Stromerzeugung, als Prozesswärme oder für beides genutzt wird. Das Leittechniksystem der Anlage besteht aus zwei Hauptbestandteilen:

- Betriebliches Leittechniksystem: ermöglicht sowohl die manuelle als auch die automatische Steuerung,
- Reaktorschutzsystem: ist ausgestattet mit den nötigen Sicherheitsfunktionen und stellt sicher, dass der Reaktor nicht über seine Auslegungsgrenzen hinaus betrieben werden kann.

Die Reaktorschutzabschaltung erfolgt durch das schnelle, schwerkraftgetriebene Einfallen der Abschalt- und der Steuerstäbe sowie die Unterbrechung der Stromzufuhr zur Helium-Umwälzpumpe, wodurch der Reaktor aufgrund des negativen Temperaturkoeffizienten unterkritisch wird.

Die Technologie der Fernüberwachung und -steuerung wird derzeit in Erwägung gezogen, da MMR voraussichtlich in entlegenen Regionen zum Einsatz kommen werden.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Leittechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Leittechnik veröffentlicht werden.

**3.7 Wartenkonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

**3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

**3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur personellen Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

## 4 IT-Sicherheit

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das MMR-SMR Konzept greift auf einen eigens entwickelten FCM Kernbrennstoff zurück, dabei handelt es sich um einen mit 19,5% relativ hoch angereicherten Kernbrennstoff aus UO<sub>2</sub> Kugeln, die in zylindrischen Stacks übereinander angeordnet sind. Da der Anreicherungsgrad von 20% im frischen Kernbrennstoff nicht überschritten wird, ist die Anlage als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) gemäß /IAE 11/ einzustufen.

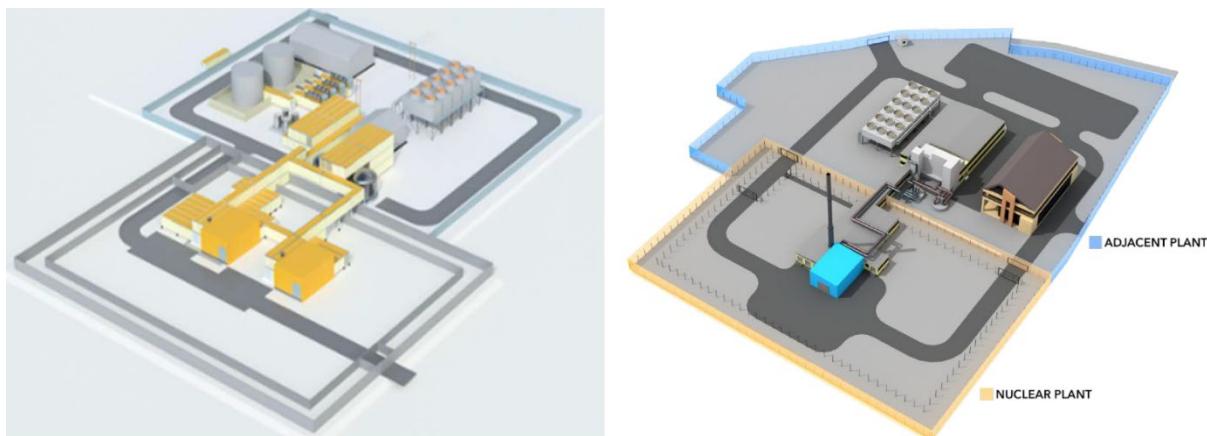
In /USN 21/ bekennt sich Ultra Safe Nuclear dazu, die international anerkannten Best Practices für die Sicherung anzuwenden. Dabei sollen die Ziele: Schutz von nuklearem Material vor Freisetzung und Entwendung sowie Schutz vor sensiblen nuklearen Informationen vor Diebstahl oder Kompromittierung erreicht werden. Sofern anwendbar, soll ein abgestufter Ansatz bedarfsgerecht angewandt werden. Der Defense-in-Depth Ansatz soll ebenfalls umgesetzt werden. Zukünftige Entwicklungen des MMR-SMR Konzepts sollen ein integriertes Schutzsystem (Integrated Protection System) aus IT-Sicherheit, Informationsabsicherung, Personalsicherheit und physischer Sicherheit, Sicherheit der nuklearen Lieferkette und Elementen der Notfallvorsorge und -reaktion wirksam kombinieren, um den durch Bedrohungsanalyse und Risikobewertung identifizierten Risiken entgegenzuwirken. Zukünftige MMR-Sicherheitsmanagementsysteme sollen zeigen, dass die Verantwortung für die Sicherheit der obersten Managementebene obliegt. Um eine Bestimmung der angemessenen Sicherheitslage und der nachfolgenden Kontrollen zu erreichen, sollen die Sicherheitsmanagementsysteme Folgendes berücksichtigen: Risikobewertung, Bedrohungsinformationen, Bedrohungsanalyse, Gegenmaßnahmen, Sicherheitsresilienz. /USN 21/.

Ein oben genanntes explizites Bekenntnis zur Sicherung ist ungewöhnlich für ein SMR-Konzept in diesem Entwicklungsstadium. Auch wenn viele Sicherungsaspekte nur impliziert werden und Annahmen gemacht werden müssen, so ist Ultra Safe Nuclear ein Verständnis für die Sicherung zu unterstellen, welches sich in Weiterentwicklungen des MMR-SMR Konzepts erkennbar zeigen sollten.

## SMR-Standorteigenschaften

Das MMR-SMR Konzept weist durch die besonders geringe Leistung des SMR damit einhergehend auch geringe Flächenbedarfe für ein Anlagengelände auf. Die Größe eines Anlagenlayouts für eine Einzelmodulanlage wird mit ca. 1,3 ha angegeben. Eine Doppelmodulanlage benötigt etwa 2 ha an Fläche, womit der Flächenbedarf des MMR-SMR Konzepts deutlich unterdurchschnittlich im Vergleich zu anderen SMR-Konzepten ist /USN 22/.

Bei der Betrachtung zweier Anlagenlayoutkonzepte (Abb. 5.1) sind Konzeptgemeinsamkeiten erkennbar, die für die Sicherung relevant sind.



**Abb. 5.1** Anlagenlayout einer Anlage mit zwei MMR-Reaktoren /IAE 22/ (links) sowie ein Anlagenlayout für eine Anlage mit einem MMR-Reaktor /USN 21/ (rechts).

Zum einen gibt es eine räumliche Trennung des nuklearen Anlagenteils von der benachbarten Anlage, in der die Wärme für thermische Prozesse oder zur Stromerzeugung genutzt wird. Beide Anlagenteile sind mit einem Perimeter umgeben, während der des nuklearen Anlagenteils als Doppelzaunanlage ausgeführt ist. Somit ist zu erwarten, dass das Gelände der benachbarten Anlage als zutrittsbeschränkter Bereich gemäß /IAE 11/ und der nukleare Anlagenteil dann als geschützter Bereich ausgeführt werden. Der innere Bereich, in dem sich Kernbrennstoff befindet, wäre somit innerhalb des Reaktorgebäudes gelegen. Beim Übergang vom zutrittsbeschränkten zum geschützten Bereich befindet sich jeweils auch eine Schleuse, aus einem Doppeltorsystem. Ein Wachgebäude, an dem der Zugang zum geschützten Bereich kontrolliert werden könnte, ist in den Darstellungen jedoch nicht zu erkennen, genauso wenig ist ein Durchfahrschutz dargestellt (Abb. 5.1). Jedoch müsste ein potenzieller Täter zunächst das Tor im Perimeter des benachbarten Anlagenteils passieren, um schließlich die Schleuse des nuklearen Anlagenteils zu erreichen.

### Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Der aktivitätsführende Bereich beschränkt sich beim MMR-SMR auf das nukleare Gebäude, in dem das Citadel Building lokalisiert ist /USN 21. Das nukleare Gebäude enthält einen Lagerbereich für Abfälle, einen Kontaminationsbereich sowie weitere sicherheitsrelevante Bereiche wie die Warte, aber auch einen Raum für die Anlagensicherung /USN 21/.

---

/IAE 22/ gibt die Grundfläche des Citadel Buildings mit 6.400 qm an (80\* 80 m). Das Gelände der nuklearen Anlage soll hierbei Dimensionen von 130 \* 96 m haben. Unter Berücksichtigung der Anlagenlayoute, erscheint das Citadel Building größer bemessen zu sein, als es in den Layouts visualisiert ist.

Abb. 5.2 zeigte einen Querschnitt durch ein Citadel building auf einem fiktiven Anlagengelände. Auch wenn diese Darstellung rein visuellen Charakter hat und keinen Fokus auf eine technische Beschreibung gelegt wird, so können grundsätzliche Informationen abgeleitet werden. Das dargestellte Citadel building weist nur geringe Ausmaße auf, während das nukleare Gebäude nicht dargestellt ist (Abb. 5.2). Der oberirdische Bereich des Citadel Building scheint über keine massiven Wände aus Stahlbeton zu verfügen. Die Wände des unterirdischen Bereichs hingegen schon, sie sollen laut /IAE 22/ den Reaktor und den Wärmetauscher vor Einwirkungen von außen schützen sowie den biologischen Schild darstellen. Aus Sicht der Sicherung ist jedoch der oberirdische Teil des Citadel Building relevanter und hier erscheinen die Barrieren nicht sehr massiv. Offiziell soll die Betonstruktur des Citadel Buildings soll den MMR-Reaktor vor Einwirkungen schützen.

Der eigens entwickelte FCM Kernbrennstoff besteht aus UO<sub>2</sub> Kugeln, die von einer SiC-Hülle sowie einer keramischen Hülle umgeben sind. Die Brennstoffkugeln sind wiederum in kleine SiC-Zylinder gefüllt, welche in einem Graphitblock übereinander gestapelt werden. Damit soll der vollständige Einschluss sichergestellt sein, sodass keine weiteren Containment-Strukturen benötigt werden. Begründet wird dies mit Sicherheitsaspekten, die eine Freisetzung nicht ermöglichen sollen. Aus Sicht der Sicherung sind jedoch von außen einwirkende Störmaßnahmen auf den Kernbrennstoff zu betrachten. Da der Kernbrennstoff bis zum Ende des Betriebszyklus der Anlage nicht getauscht wird, ist er verschlossen da ein Zugang von Sicherheitspersonal nicht vorgesehen ist. Auch wenn die Ausführung nicht bekannt ist, könnte dies eine zusätzliche Barriere darstellen.

Bei der Erdbebensicherheit von 0,3 g handelt es sich um ein Safe Shutdown Earthquake. Zu einer technischen Lösung der seismischen Widerstandsfähigkeit finden sich keine Informationen, sodass den baulichen Strukturen diese Widerstandsfähigkeit zugewiesen werden kann.



**Abb. 5.2** Beispielhafte Darstellung eines Citadel Building im Querschnitt auch durch den Unterbau in dem sich der MMR-SMR befindet /USN 21/.

Entsprechend der Darstellung in Abb. 5.2 besitzt das Reaktorgebäude bzw. Citadel building nur einen Öffnungsverschluss in Form einer Tür. Da es keinen Brennelementwechsel gibt, wird vermutlich das Gebäude über den bereits im Untergrund eingelassenen Reaktor errichtet. Die Barriere des Gebäudes erscheinen gemäß Abb. 5.2 nicht sonderlich massiv ausgeführt zu sein. Über die Barriere zum unterirdisch gelegenen Modul liegen keine Informationen vor. Da es sich um keinen Druckbehälter handelt weist dessen Barriere vermutlich eine geringere Barrierewirkung auf, als die von Druckbehältern.

### Technische Sicherungseinrichtungen

Wie bereits beschrieben, ist das nukleare Anlagengelände mit einem Perimeter in Form einer Doppelzaunanlage geschützt (Abb. 5.1). Die Zäune säumen einen zwischen ihnen befindlichen Bereich, welcher entweder für eine Bestreifung durch Sicherungspersonal oder für Detektionssysteme genutzt werden kann. Da ein Perimeter ohne die Funktionen Detektion, Verifikation und Alarmierung keine Sicherungsfunktion besitzt, ist zu unterstellen, dass auch solche Systeme an der Doppelzaunanlage installiert werden.

---

Insbesondere da auch das benachbarte Anlagengelände umzäunt ist, ist von Zugangskontrollmaßnahmen sowie Gepäckkontrollen bereits für diesen Bereich auszugehen. Es erscheint plausibel, dass für das Betreten des nuklearen Anlagengeländes eine weitere Zugangskontrolle eventuell erneut mit Gepäckkontrolle erforderlich ist, wenngleich an der Schleuse kein Wachgebäude erkennbar ist.

Aus /USN 21/ geht hervor, dass sich im nuklearen Gebäude, genauer dem Citadel Building ein „Sicherungsraum“ befindet. Eine solche Verortung erscheint nur dann sinnvoll, wenn hier die Funktion einer Alarmzentrale wahrgenommen wird. Damit wäre sie im geschützten möglicherweise sogar im inneren Bereich angesiedelt, welches positiv aus Sicht der Sicherung zu bewerten ist. Das eine Alarmzentrale ohne ein Wachgebäude beim Zugang zum geschützten Bereich vorgesehen ist, ist aus Sicht der Sicherung untypisch, vor allem, da so keine Kontrolle in der Schleuse bei der Zufahrt in den geschützten Bereich erfolgen kann. Möglicherweise ist dies durch die sehr geringe Anzahl an erforderlichen Mitarbeitern vor Ort /USN 21/ zu begründen, sodass nur sehr unregelmäßig der geschützte Bereich betreten wird und daher das Schaffen einer eigenen Räumlichkeit für die Zugangskontrolle nicht zweckmäßig ist.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Zu personellen Sicherungsmaßnahmen finden sich keine expliziten Informationen für das IMSR SMR-Konzept. Anhand der Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen, die anzunehmender Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktionen überprüft bzw. verarbeitet.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

### **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Die Betriebszeit eines Reaktormoduls ist mit 20 Jahren kurz bemessen. Dafür sieht USNC keinen Brennelementwechsel in der Betriebszeit vor. Der Reaktorkern ist daher für die Betriebszeit verschlossen, sodass kein betriebsbedingter Zugriff auf den Kernbrennstoff erfolgen kann /IAE 22/. Der für die Sicherung sensible Vorgang eines Brennelementwechsels ist damit ausgeschlossen ist daher positiv für die Sicherung zu bewerten. Daher ist auch kein Lager für abgebrannten Kernbrennstoff auf dem Anlagengelände vorgesehen. Da ohne BE-Wechsel auch frischer Kernbrennstoff angeliefert wird, beschränkt sich das radioaktive Inventar lediglich auf den Kernbrennstoff im Reaktor.

Das MMR-Konzept sieht keine Notstromversorgung vor, welche ebenfalls für Sicherungssysteme genutzt werden könnte.

## 6 Stand der Realisierung

Im März 2019 beantragte Global First Power (GFP), ein aus USNC und dem Betreiber Ontario Power Generation gebildetes Unternehmen, bei der kanadischen CNSC eine Genehmigung zur Vorbereitung eines Standorts (License to Prepare Site, LTPS) für den Bau eines MMR. Damit ist der MMR der erste SMR, für den in Kanada ein Genehmigungsverfahren eingeleitet wurde. Der Antrag wurde zur Überprüfung angenommen. Die Phase der technischen Überprüfung begann im Mai 2021 /WNN 21a/. Als Standort ist das Gelände des Chalk River Laboratory in Ontario geplant. Auch im VDR wird das Konzept des MMR geprüft. Die erste Phase wurde bereits abgeschlossen, die zweite Phase wurde im Juni 2021 eingeleitet. /USN 21/

Auch in den USA besteht reges Interesse an dem Konzept. Im Oktober 2020 schlug USNC vor, den MMR in Idaho am Idaho National Laboratory und in Illinois an der University of Illinois at Urbana Champaign (UIUC) einzusetzen. Die UIUC hat der NRC im Mai 2021 mitgeteilt, dass sie beabsichtige, eine Baugenehmigung für einen gasgekühlten Hochtemperaturreaktor zu beantragen. Dabei solle das Konzept des MMR realisiert werden. Dieser soll auf dem Universitätscampus errichtet werden und als Prototyp sowohl der Demonstration des Konzepts dienen als auch für Forschung und Lehre verwendet werden und Campusgebäude mit Strom und Wärme versorgen. Dazu sollen auch Teile der bislang als Kohlekraftwerk betriebenen Abbott Power Station in die zukünftige Anlage eingebunden werden. /NRC 21/, /WNN 21/ UIUC strebt eine Genehmigung der Klasse 104(c) für Forschungs- und Testreaktoren für den MMR an /UNI 22/. Im Februar 2022 vereinbarten USNC und der Energieversorger Copper Valley Electric Association aus Alaska die gemeinsame Durchführung einer Machbarkeitsstudie für einen kommerziellen Einsatz des MMR in Alaska. /WNN 22/

In Europa zeigen das polnische Chemieunternehmen Grupa Azoty Police, das vorrangig im Bereich der Herstellung von Düngemitteln tätig ist, die finnische Universität Lappeenranta und auch Großbritannien Interesse am Einsatz des MMR. In Großbritannien wurde das Konzept in einem Förderprogramm zur Forschung und Entwicklung von fortschrittlichen modularen Reaktoren für eine Förderung ausgewählt. Das Ziel ist dort der Einsatz von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren bis zum Jahr 2050. Sowohl die Grupa Azoty Police als auch die Universität Lappeenranta streben den Einsatz von SMR, wie beispielsweise des MMR, um das Jahr 2030 an. /USN 22b/, /USN 23/, /USN 23a/

## 7 Quellen

- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 22/ IAEA Department of Nuclear Energy: "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition", September 2022
- /NRC 21/ United States Nuclear Regulatory Commission: University of Illinois at Urbana-Champaign and Ultra Safe Nuclear Corporation, 15.12.2021, Online: [University Of Illinois At Urbana-Champaign | NRC.gov](#), Zugriff: 05.09.2022.
- /UNI 22/ University of Illinois at Urbana Champaign: Utilizing a Class 104(c) Licensing Pathway for the Proposed UIUC Research & Test Reactor, White Paper, USNRC Project No. 99902094, ML22165A306, Juni 2022, verfügbar unter: [Utilizing a Class 104\(c\) Licensing Pathway for the Proposed UIUC Research & Test Reactor \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 06.09.2022.
- /USN 21/ Ultra Safe Nuclear Corporation: USNC Micro Modular Reactor (MMR™ Block 1) Technical Information, Oktober 2021, Verfügbar unter: [https://usnc.com/assets/media-kit/\[022989\]\[01\]%20MMR%20Technical%20Information%20Document.pdf?v=1c13d8a1af](https://usnc.com/assets/media-kit/[022989][01]%20MMR%20Technical%20Information%20Document.pdf?v=1c13d8a1af), Zugriff: 05.09.2022.
- /USN 22/ Ultra Safe Nuclear Corporation: MMR® Energy System, Online: <https://www.usnc.com/mmr/>, Zugriff: 06.09.2022.
- /USN 22a/ Ultra Safe Nuclear Corporation: FCM® Fuel, Online: <https://www.usnc.com/fcm-fuel/>, Zugriff: 06.09.2022.
- /USN 22b/ Ultra Safe Nuclear Corporation: Ultra Safe Nuclear and Lappeenranta University of Technology to explore first advanced research microreactor in Finland, 15.12.2022, online: [Ultra Safe Nuclear and Lappeenranta University of Technology to explore first advanced research microreactor in Finland \(usnc.com\)](#), Zugriff: 23.10.2023.

- /USN 23/ Ultra Safe Nuclear Corporation: Grupa Azoty Police, Ultra Safe Nuclear Corporation and West Pomeranian University of Technology have signed agreement to develop 4th Generation MMR research reactor in Police, 29.03.2023, online: [Grupa Azoty Police, Ultra Safe Nuclear Corporation and West Pomeranian University of Technology have signed agreement to develop 4th Generation MMR research reactor in Police \(usnc.com\)](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /USN 23a/ Ultra Safe Nuclear Corporation: USNC Advances in U.K. with AMR RD&D Phase B Grant Competition Award, 18.07.2023, online: [USNC Advances in U.K. with AMR RD&D Phase B Grant Competition Award](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /WNN 21/ World nuclear news: US university plans to build microreactor, 29.06.2021, Online: [https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-university-announces-plans-to-build-microreactor](#), Zugriff: 05.09.2022.
- /WNN 21a/ World nuclear news: Formal licence review begins for Canadian SMR, 20.05.2021, Online: [Formal licence review begins for Canadian SMR : Regulation & Safety - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 06.09.2022.
- /WNN 22b/ World nuclear news: Feasibility Study for microreactor in Alaska, 08.02.2022, online: [Feasibility study for microreactor in Alaska : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 05.09.2022.

## Abkürzungsverzeichnis

CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
FCM	Fully Ceramic Micro-encapsulated Fuel
GFP	Global First Power
LKW	Lastkraftwagen
LTPS	License To Prepare Site
MMR	Micro Modular Reactor
RDB	Reaktordruckbehälter
SMR	Small Modular Reactor
TRISO	Tri-structural Isotropic
UIUC	University of Illinois at Urbana Champaign
USA	United States of America
USNC	Ultra Safe Nuclear Corporation

## A.10 SMR-Steckbrief: „NuScale SMR (VOYGR™)“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Beim SMR-Konzept NuScale, welches von der US-amerikanischen Firma NuScale Power Inc. unter dem Namen VOYGR™ vermarktet wird, handelt es sich um einen passiv ausgelegten, integralen Druckwasserreaktor (iPWR) mit einer Modulleistung von 60 MW<sub>e</sub>. In VOYGR-Anlagen werden 4, 6 oder 12 Reaktormodule (NuScale Power Module™, NPM) zu einer Gesamtanlage zusammengesetzt und liefern somit bis zu 720 MW<sub>e, brutto</sub>. In diesem Steckbrief wird – soweit nicht anders ausgeführt – jeweils die 12-Modul Anlage betrachtet. Die Reaktormodule einer Anlage teilen sich dabei einen Wasserpool, welcher im Falle schwerer Unfälle als Notwärmesenke (Ultimate Heat Sink, UHS) fungiert. Darüber hinaus ist jedes NPM mit einer separaten Turbine-Generator-Einheit ausgestattet, um eine größtmögliche Anlagenverfügbarkeit zu erreichen.

NuScale ist das erste und bislang einzige SMR-Konzept, welches im August 2021 von der US-NRC eine Bauartzulassung (Design Certification) erhalten hat, worin die prinzipielle Konformität mit dem US-Regelwerk bestätigt wurde. Für konkrete Baupläne muss jedoch noch eine standortspezifische kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung (Combined License, COL) erteilt werden.

Im November 2020 gab NuScale Power bekannt, dass auf Grund von Value-Engineering Bemühungen und unter Verwendung fortschrittlicher Test- und Modellierungs-Tools eine Leistungssteigerung auf 77 MW<sub>e</sub> (brutto) je NPM und 924 MW<sub>e</sub> bei der 12-Modul-Anlage möglich sei. Dieser Steckbrief bezieht sich jedoch auf die 60 MW<sub>e</sub>-Variante.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

#### Anlagenlayout

NuScale Power gibt die Größe einer 12-Modul-Anlage mit etwa 14 ha/140.000 m<sup>2</sup> an (vgl. Abb. 2.1 und Abb. 2.2) /ARS 20/. Herzstück der Anlage bildet das 107 m x 46 m große Reaktorgebäude, welches 25 m in die Höhe ragt (vgl. Abb. 2.3). Im zentralen Wasserpool gegenüberliegend beherbergt es je sechs Reaktormodule inklusive der entsprechenden Sicherheitssysteme. Das Reaktorgebäude ist als Stahlbetonkonstruktion der Erdbebenkategorie I ausgelegt /ARS 20/, /NDA 06/. Bei der Auslegung fanden Auswirkungen unterstellter Flugzeugabstürze, Umweltbedingungen sowie postulierte Auslegungsstörfälle (intern und extern) und Auslegungsstörfälle Beachtung. An den Bereich

der Reaktormodule schließt sich der BE-Wechselbereich an, welcher wiederum Zugang zum Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente sowie das Trockendock hat.

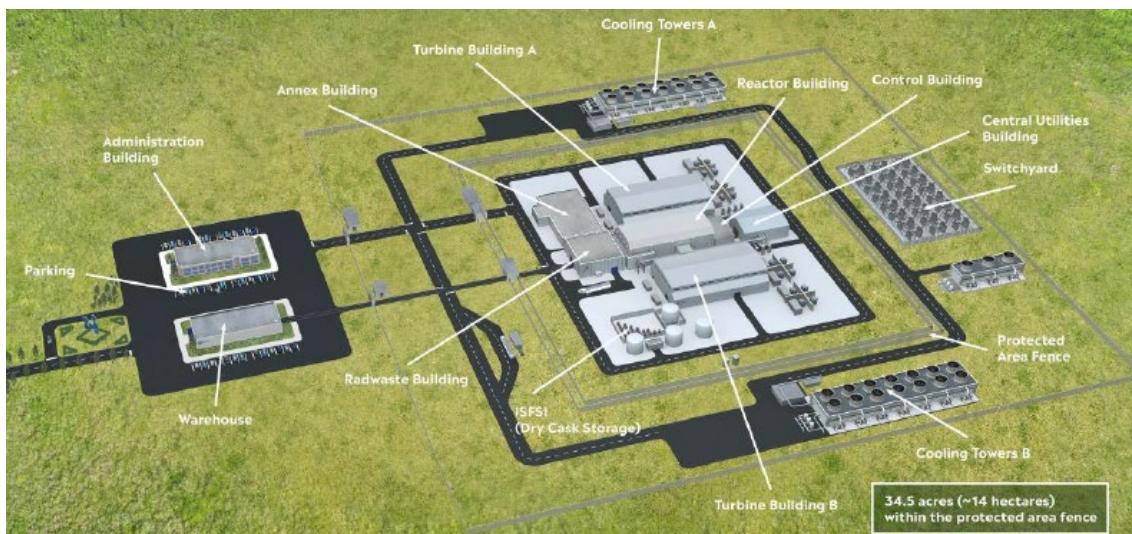
Auf den beiden langen Seiten des Reaktorgebäudes befindet sich je ein Turbinenhaus, welches eine Turbine-Generator-Einheit pro Modul enthält. Von dort führen Leitungen zu den zugehörigen Gebläsekühltürmen zur Kondensatkühlung.

An den kurzen Seiten des Reaktorgebäudes schließt auf einer Seite das Wartengebäude, auf der anderen Seite das Lagergebäude für radioaktive Abfälle an. In der Warte werden alle Reaktormodule des Standortes gemeinsam überwacht und bedient. Im Abfalllagergebäude werden Betriebsabfälle gesammelt, konditioniert, kompaktiert, gelagert und für den Weitertransport vorbereitet.

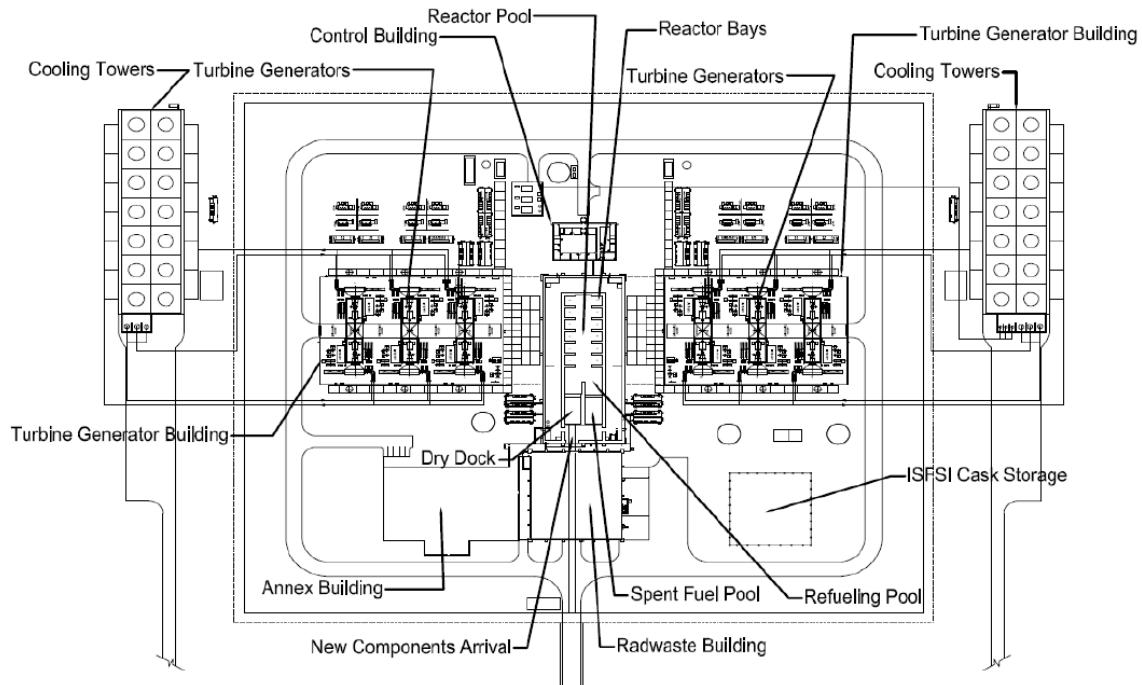
An das Abfallgebäude schließt das Nebengebäude an, über welches der Zugang sowohl zu den radiologisch überwachten als auch den nicht radiologisch überwachten Anlagen Teilen erfolgt. Auch Sozial- und Konferenzräume, Dekontaminationsausrüstung, die Dosimetrie sowie Einrichtungen zum Anlagenschutz sind hier untergebracht.

Weiterhin befinden sich auf dem Anlagengebäude ein Umspannwerk, Verwaltungs- und Lagergebäude sowie ein Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (Trockenlagerung).

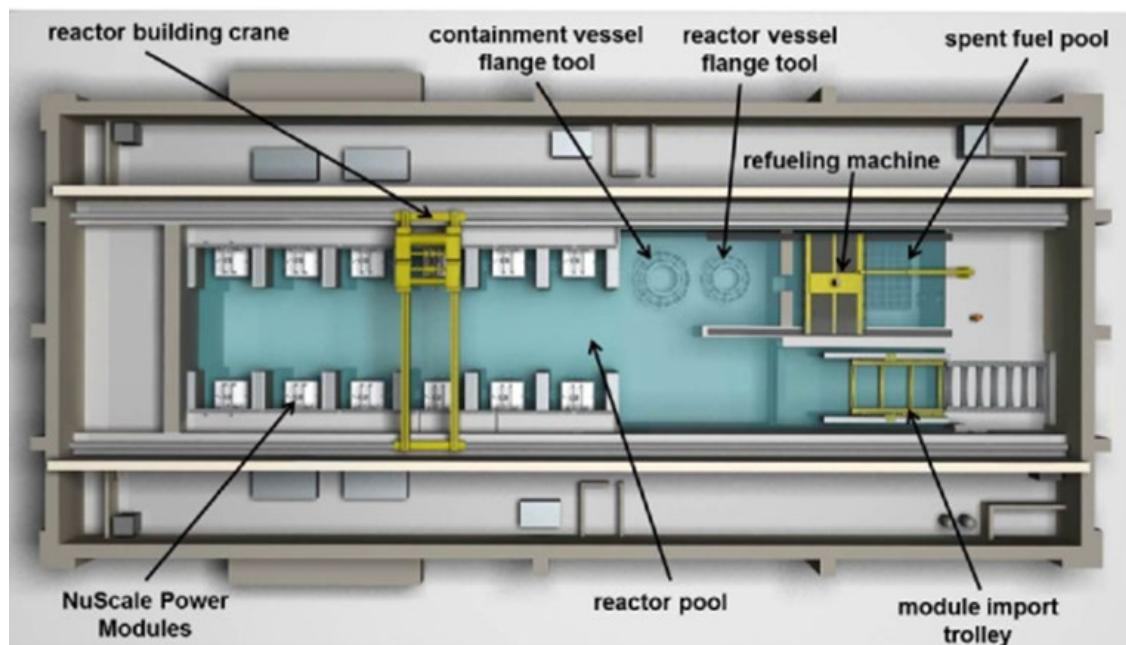
Der Anlagenzutritt ist lediglich über zwei parallele Zufahrtsstraßen möglich, welche durch die Objektsicherung überwacht werden.



**Abb. 2.1** Anlagenlayout einer NuScale Anlage /ARS 20/



**Abb. 2.2** Draufsicht auf zentrale Anlagenteile einer NuScale Power Anlage /NUS 14/



**Abb. 2.3** Detailansicht NuScale Reaktorgebäude /NUS 14/

**Tab. 2.1** Technische Daten

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Integraler Druckwasserreaktor (iPWR)
Leistung	200 MWt, 60 MWe (brutto) 720 MWe (12-Modul-Anlage)
Betriebslebensdauer	60 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Leichtwasser, H <sub>2</sub> O
Kühlmittelumwälzung	Naturumlauf
Primärkreisdruck	138 bar
RDB Durchmesser / Höhe	2,7 m / 17,7 m
Sicherheitsbehälter	evakuiert, im UHS-Pool nahezu vollständig unter Wasser
Reaktorkern	17 x 17 Anordnung, 37 Brennelemente
Brennstoff	UO <sub>2</sub> -Pellets
Anreicherung	< 4,95 gew% <sup>235</sup> U
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe, Borsäure
Neutronengift (Überschussreakтивität)	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	265 °C / 321 °C
Aktive Kernhöhe	
Revisionszyklus	24 Monate (Dauer 10 Tage)
Personalbedarf Betrieb / Revision	
Dampferzeuger Typ / Anzahl	helikal / 2
Betriebsart der Dampferzeuger	gegenstrom
Sekundärkühlmittel	Leichtwasser, H <sub>2</sub> O
Sekundärkreisdruck	44 bar
Flächenbedarf	~14 ha, 140.000 m <sup>2</sup>
Notfallplanungszone	Anlagengelände (Zaun)
Bemessungserdbeben	0,5 g horizontal, 0,4 g vertikal
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	18 Jahre Volllastbetrieb/4500 m <sup>3</sup>
Not-/Nachkühlsysteme	DHRS, 2 strängig ECCS, 3 Entlastungs-, 2 Rückspeiseventile
Not-Wechselstromversorgung	n/a
Not-Gleichstromversorgung	n/a (24h Batterie-Pufferung der ECCS RVVs)
Kernschadenshäufigkeit	3E-11/Modul
Karenzzeit	
SAMG für Kern / SHB	In-Vessel-Melt-Retention

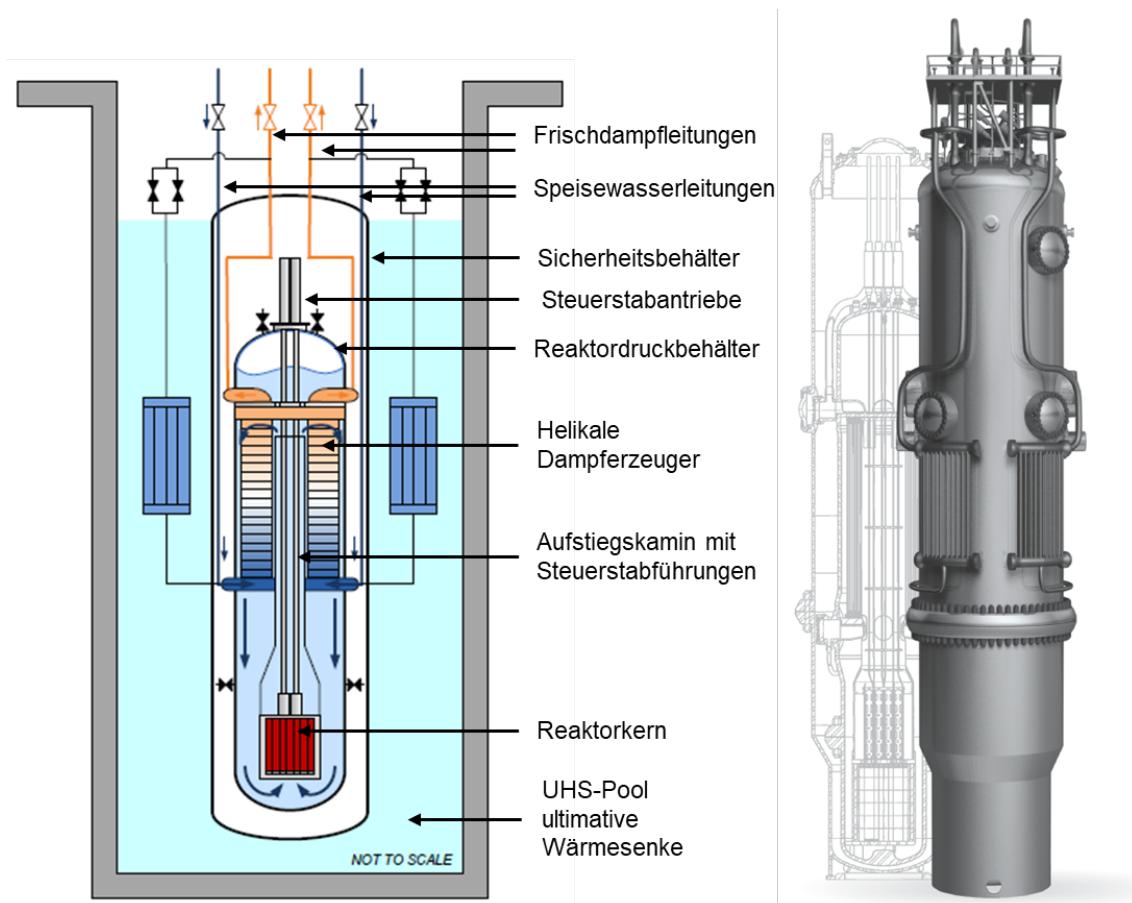
---

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

### Reaktordruckbehälter

Eine VOYGR Anlage besteht aus bis zu 12 Reaktormodulen, welche integral aufgebaut sind. Das bedeutet, dass der komplette Primärkreis inklusive der Dampferzeuger (DE) innerhalb des Reaktordruckbehälters (RDB) verortet ist und das Primärkühlmittel diesen nicht verlässt. In Abb. 2.4 ist neben der Außenansicht eines NPM (rechts) eine schematische Zeichnung des Moduls innerhalb des Wasserbeckens dargestellt. Der RDB ist ein zylindrischer Stahlbehälter mit einem Innendurchmesser von etwa 2,7 m und einer Gesamthöhe von etwa 17,7 m, der für einen Betriebsdruck von 127,5 bar ausgelegt ist /NDA 01/. Der RDB ist aus drei Teilen zusammengesetzt: Dem RDB-Deckel, dem oberen RDB-Teil, welcher die Steuerstabführungen, Dampferzeuger sowie den Druckhalter enthält, sowie dem Unterteil, welches den Reaktorkern beherbergt. Deckel und oberer RDB-Teil sind verschweißt, während unterer und oberer RDB-Teil durch Flansche zusammengehalten werden, um sie für den BE-Wechsel leicht voneinander lösen zu können.

Der Deckel enthält Durchdringungen mit Durchmessern zwischen 5 und 20 cm, durch welche Zuleitungen für die Druckhaltersprühleinrichtung, Reaktorabblase- und Sicherheitsventile, E- und Leittechnikkanäle sowie die Steuerstabtriebsstutzen führen. Im oberen RDB-Teil befinden sich Durchdringungen bis zu einem Durchmesser von 63,5 cm, wodurch Druckhalterheizelemente und Anschlüsse für die Leitungen des Frischdampf-, Speisewasser- sowie Chemikalien und Volumenregelsystems führen. Der untere Teil des RDB ist ohne Durchdringungen ausgelegt, sodass eine Überdeckung des hier verorteten Reaktorkerns stets, insbesondere auch im Fall von LOCA-Störfällen (Loss-of-Coolant-Accident, Kühlmittelverluststörfall), gewährleistet werden kann.



**Abb. 2.4** Übersicht eines NuScale Power Moduls sowie wichtiger Primärkreiskomponenten /NUS 14/

### Sicherheitsbehälter/Containment

Der Sicherheitsbehälter (SHB) hat eine Höhe von 23,1 m und einen Außendurchmesser von 4,6 m und umgibt den RDB in geringem Abstand. Er ist als Druckbehälter nach „ASME BPVC Class 1“ und damit auch gegen Drucktransienten ausgelegt. Der SHB ist aus zwei Teilen zusammengesetzt, welche ebenfalls mit Bolzen zusammengefügt sind, um auch hier für den BE-Wechsel eine leichte Zugänglichkeit zu schaffen. Im Normalbetrieb ist der Zwischenraum zwischen RDB und SHB evakuiert. Somit wird einerseits der konvektive Wärmeübertrag minimiert, andererseits wird Korrosion durch fehlende Feuchtigkeit unterbunden und Leckagen aus dem RDB sind schneller detektierbar. Im Falle eines RDB-Versagens oder bei Aktivierung des Notkühlungssystems (vgl. Kapitel 3.2) werden darüber hinaus Druck- und Temperatur spitzen aufgenommen und die passive Dampfkondensation an der kalten SHB-Innenseite ist deutlich effektiver, was zu einem verlangsamten Druckaufbau innerhalb des SHB führt. Der reduzierte Sauerstoffgehalt auf Grund der Evakuierung reduziert zudem die Gefahr einer Knallgasexplosion bei schweren Störfällen mit Kernschaden.

## Reaktorkern und Brennstoff

Das Brennstoffsyste der NuScale/VOYGR Anlagen wurde nach dem fail-safe Prinzip ausgelegt, auch im Rahmen von Auslegungsstörfällen (Anticipated Operational Occurrences, AOOs) soll demnach sichergestellt sein, dass das Brennstoffsyste nicht beschädigt werden kann und das Einfallen der Steuerstäbe sowie die Kernkühlung sicher gestellt sind /NDA 04/. Der Reaktorkern wird aus 37 Brennelementen (17 x 17) zusammengesetzt, von denen 16 als sogenannte Regelemente ausgelegt und mit Steuer- bzw. Abschaltstäben ausgestattet sind. In 12 weiteren Brennelementen sind Teile der In-Core-Instrumentierung untergebracht. Als Brennstoff kommt konventionelles LEU ( $^{235}\text{U} < 4,95 \text{ gew. \%}$ ) zum Einsatz, zur Kompensation der Überschussreaktivität frischer Kerne enthalten einige Brennstäbe  $^{203}\text{Gd}$  in oxidischer Form ( $\text{Gd}_2\text{O}_3$ ). Im Vergleich zu konventionellen Druckwasserreaktoren haben die hier verwendeten Brennelemente mit etwa zwei Metern jedoch nur die halbe Länge. Jedes Brennelement enthält 24 MONOBLOC™ Führungsrohre, welche sich nach unten hin minimal verjüngen und somit einfallende Steuer-/Abschaltstäbe automatisch abbremsen. Zur Leistungssteuerung, siehe Kapitel 3.1.

Im „Environmental Report“, welcher als Teil der Genehmigungsunterlagen von der US-NRC bewertet wurde, gibt NuScale Power mit dem Best Estimate Core Inventory einen NPM Quellterm an, welcher am Ende eines Reaktorzyklus vorliegt:

**Tab. 2.2** NuScale's „Best Estimate Core Inventory“ am Ende eines Reaktorzyklus /NDA 30/

NuScale Best Estimate Core Inventory (Bq)					
Kr-85	2.52E+15	I-135	3.13E+17	Ce-144	2.18E+17
Kr-85m	4.54E+16	Te-127	1.40E+16	Np-239	2.95E+18
Kr-87	9.04E+16	Te-127m	2.22E+15	Pu-238	4.99E+14
Kr-88	1.19E+17	Te-129	4.07E+16	Pu-239	9.76E+13
Xe-133	3.31E+17	Te-129m	7.01E+15	Pu-240	1.08E+14
Xe-135	1.41E+17	Te-131m	2.89E+16	Pu-241	2.75E+16
Xe-135m	6.93E+16	Te-132	2.27E+17	Zr-95	2.79E+17
Cs-134	2.40E+16	Te-131	1.37E+17	Zr-97	2.76E+17
Cs-136	7.77E+15	Rh-105	1.47E+17	Am-241	4.52E+13
Cs-137	2.52E+16	Ru-103	2.35E+17	Cm-242	8.29E+15
Rb-86	2.07E+14	Ru-105	1.53E+17	Cm-244	3.14E+14
Rb-88	1.21E+17	Ru-106	8.05E+16	La-140	2.92E+17
Ba-139	2.95E+17	Rh-103m	2.33E+17	La-141	2.69E+17
Ba-140	2.85E+17	Rh-106	8.60E+16	La-142	2.60E+17
Sr-89	1.66E+17	Nb-95	2.80E+17	Nd-147	1.07E+17
Sr-90	1.94E+16	Co-58	5.07E+12	Pr-143	2.49E+17
Sr-91	2.08E+17	Co-60	2.33E+13	Y-90	1.98E+16
Sr-92	2.22E+17	Mo-99	3.00E+17	Y-91	2.12E+17
Ba-137m	2.39E+16	Tc-99m	2.64E+17	Y-92	2.24E+17
I-131	1.58E+17	Nb-97	2.77E+17	Y-93	2.50E+17
I-132	2.31E+17	Nb-97m	2.62E+17	Y-91m	1.22E+17
I-133	3.30E+17	Ce-141	2.70E+17	Pr-144	2.19E+17
I-134	3.72E+17	Ce-143	2.55E+17	Pr-144m	2.58E+15

Die Lagerung abgebrannter Brennelemente erfolgt zunächst für die Dauer von fünf Jahren im Abklingbecken, welches sich als Teil des UHS-Beckens durch ein Wehr abgetrennt, an die BE-Wechsel Position anschließt. Die Kapazität des BE-Lagerbeckens reicht aus, um alle Brennelemente aus dem Vollastbetrieb von 12 Modulen aus zehn Jahren aufzunehmen. Im Lagerbecken kommen speziell designete Lagerracks zum Einsatz, welche sowohl frische als auch bestrahlte Brennelemente aufnehmen können. Die Lagerbereiche sind durch Neutronenabsorber-Platten aus Aluminium/Borcarbid gegenüber abgeschirmt, was laut Herstellerangaben jede geometrisch denkbare Lagerung von frischen und bestrahlten BEs zueinander zulässt.

Zum Brennelementwechsel wird das entsprechende Reaktormodul nach vorheriger Isolation und dem Entfernen der Anschlussleitungen aus seiner Betriebsposition im Reaktorschott auf den Wartungsplatz im BE-Wechselbecken (refueling pool, RFP, vgl. Abb. 2.2/Abb. 2.3) transportiert. Dort werden SHB und RDB geöffnet und der BE-Wechsel durchgeführt.

## Primärkühlkreislauf

Das NuScale Reaktorkonzept ist passiv ausgelegt, weshalb keine Hauptkühlmittelpumpen zum Einsatz kommen, sondern der Reaktorbetrieb auf der Ausnutzung der Naturkräfte Wärmeleitung (Conduction), Konvektion und Schwerkraft beruht. Im Leistungsbetrieb wird das Primärkühlmittel im Bereich des Reaktorkerns erhitzt und steigt dann selbstständig auf Grund des Dichteunterschiedes durch den Aufstiegskamin/Zentralkanal nach oben. Durch das die helikalen Dampferzeuger von unten nach oben (im Gegenstrom zum Primärkühlmittel) durchströmende Speisewasser, kommt es zur Abkühlung des Primärkühlmittels, wodurch dessen Dichte zunimmt und es schwerkraftgetrieben zum Reaktorkern absinkt. Letztlich stellt sich so ein Naturumlauf ein, welcher auf die Verwendung von Hauptkühlmittelpumpen verzichten kann. Der Medienfluss von Primär- und Sekundärkühlmittel ist in Abb. 2.4 dargestellt.

## 2.3 Sekundärkreis

Jedes NPM verfügt über einen separaten Sekundärkreis inklusive Turbine-Generator-Einheit, welcher in Abb. 2.5 und Abb. 2.6 dargestellt ist. Der durch die beiden helikalen Dampferzeuger bereitgestellte Frischdampf wird über eine gemeinsame Sammelleitung der zehnstufigen Turbine zugeleitet, welche den Generator zur Stromerzeugung antreibt. Im Bedarfsfall ist ein 100 %iger Turbinenbypass möglich. Auf Grund der vergleichsweise kleinen Modulleistung können hier jeweils luftgekühlte Transformatoren zur Einspeisung in das Versorgungsnetz eingesetzt werden (im Gegensatz zur sonst üblichen Wasserstoffkühlung) /ARC 20/, /NDA 10/. Die Turbine verfügt über drei nicht geregelte Entnahmestellen, über die ein Teil des Dampfes zur Speisewasservorwärmung entnommen wird, auch eine Wärmeauskopplung, beispielsweise zu industriellen Zwecken, ist möglich.

Der Sekundärkreislauf übernimmt keine sicherheitsrelevanten Aufgaben, im Bedarfsfall lässt sich der Primärkreis vollständig vom Sekundärkreis isolieren (Frischwasser- und Speisewasserabsperrventile, siehe Kap. 3.2). Durch das modulare Design strebt der Hersteller eine deutliche Steigerung der Anlagenverfügbarkeit an.

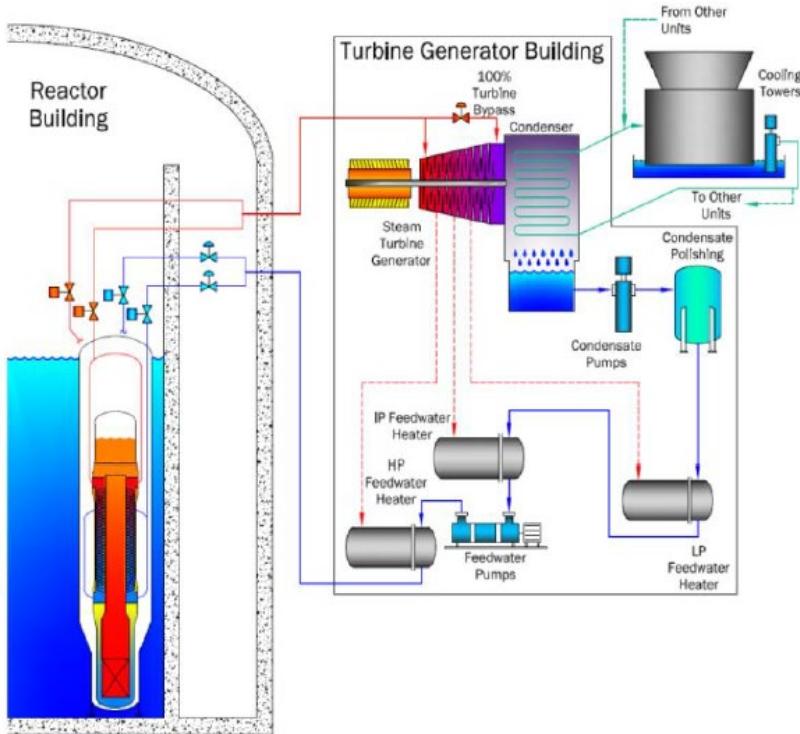


Abb. 2.5 Sekundärkreis eines NuScale Power Moduls /NUS 14/

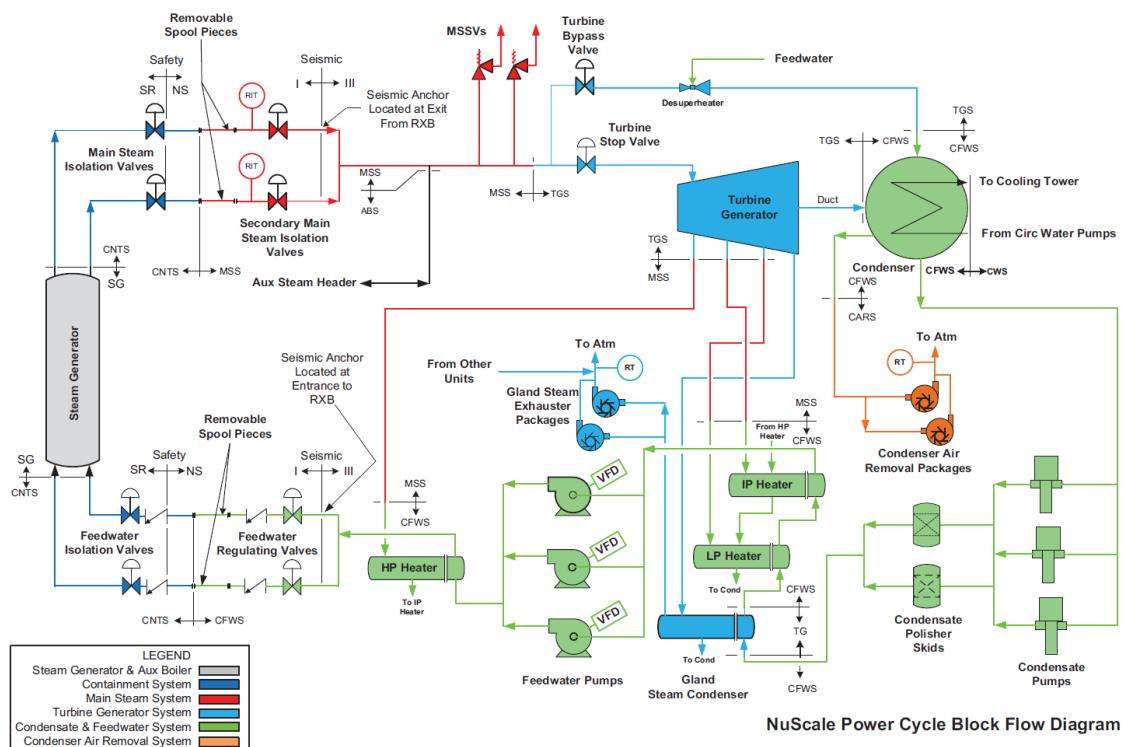


Abb. 2.6 Systembild des NPM-Sekundärkreises /NDA 10/

---

### 3 Auslegung

Im Folgenden wird auf ausgewählte Aspekte der Anlagenauslegung eingegangen.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Die Leistungssteuerung der NPMs wird, wie auch in konventionellen Druckwasserreaktoren, über die Borkonzentration im Primärkühlmittel, aber auch durch den Einsatz von Steuerstäben geregelt. Die dem Primärkühlmittel zugesetzte Borsäure gleicht die Überschussreakтивität eines frischen Reaktorkerns aus und wird mit steigendem Kernabbrand herunterreguliert. Die betriebliche Leistungsregelung erfolgt über Steuerelemente, welche in 16 der 37 Brennelemente zum Einsatz kommen. Ein Steuerelement besteht aus 24 Steuerstäben, welche mittels einer Spinne in Führungsrohren innerhalb des Brennelementes verfahren werden. Die Steuerelemente verteilen sich auf die Steuer- und Abfahrgruppe (Abb. 3.1, Regulating- bzw. Shutdown-Bank). Erstere ist wiederum in zwei Gruppen unterteilt, welche jeweils sternförmig innen und außen im Kern angeordnet sind und die betriebliche Leistungssteuerung übernehmen. Die Abfahrelemente kommen lediglich zum Abfahren und bei RESA (Reaktorschneilabschaltung) zum Einsatz. Letztere wird über das Modulschutzsystem ausgelöst, indem die Magnethalterungen stromlos geschaltet werden und alle Steuerstäbe durch ihr Eigengewicht in den Kern einfallen.



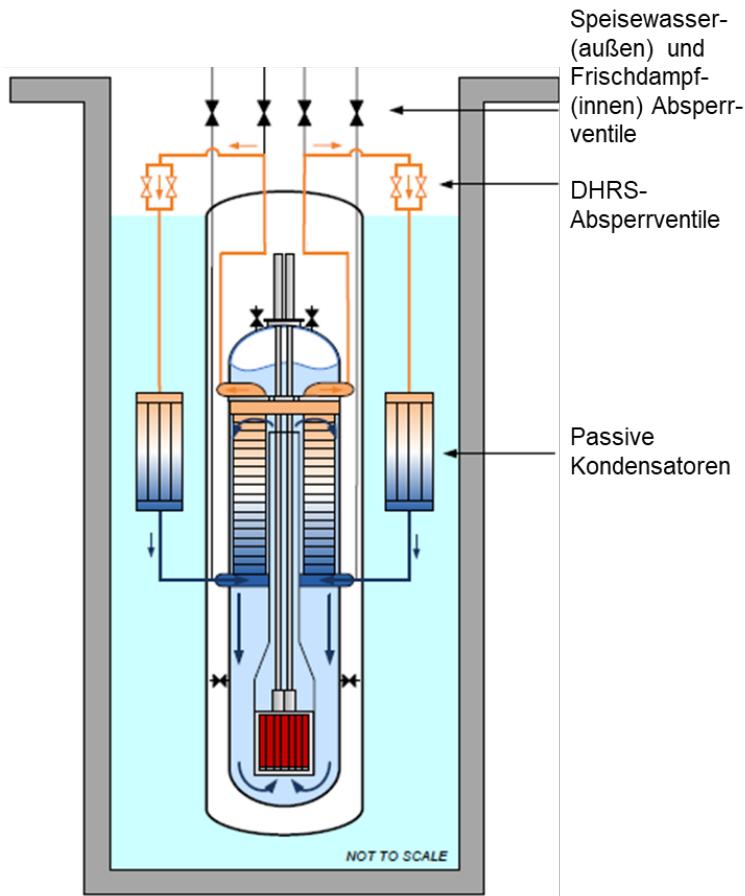
**Abb. 3.1** Position der Steuerelemente innerhalb eines NPM Kerns /NDA 04/

### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

Sowohl das Nachwärmeabfuhrsystem (Decay Heat Removal System, DHRS, Abb. 3.2) als auch das Notkühlsystem (Emergency Core Cooling System, ECCS, Abb. 3.3) sind passiv ausgelegte Sicherheitssysteme.

#### Nachwärmeabfuhrsystem

Herzstück des Nachwärmeabfuhrsystems sind die beiden auf der Außenseite des SHB angebrachten passiven Kondensatoren, welche bei Nichtverfügbarkeit des Sekundärkühlkreislaufes die Wärmeabfuhr aus dem Kern sicherstellen. Im Rahmen von Auslegungsstörfällen (ohne LOCA) mit RESA oder aber beim Abfahren werden diese als Ersatzwärmesenke verwendet, ohne dass dabei eine externe Stromversorgung nötig ist.



**Abb. 3.2** Aufbau und Funktionsweise des Nachwärmeabfuhrsystems (DHRS)

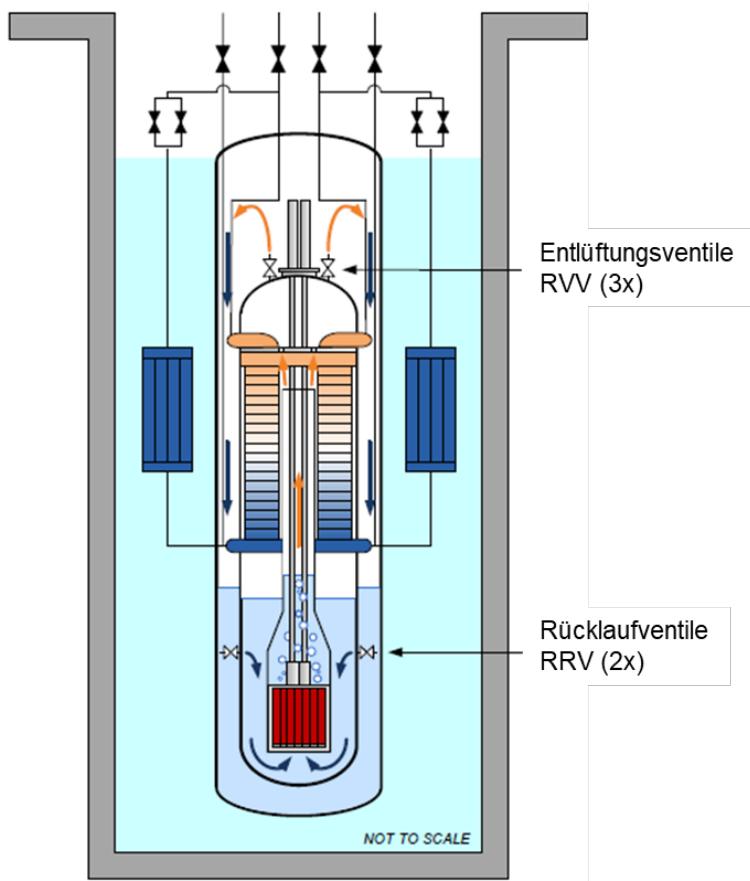
Das System ist zweisträngig ausgelegt (2x 100%), wobei jeder Strang fest einem der beiden Dampferzeuger zugeordnet ist. Zur Inbetriebnahme des Systems ist keine Druckabsenkung notwendig, wodurch das System direkt in Betrieb genommen werden kann, sobald die Hauptwärmesenke nicht (mehr) zur Verfügung steht. Dazu werden die Speisewasser- und Frischdampfabsperrventile (Feedwater Isolation Valves, FWIVs; Main Steam Isolation Valves, MSIVs) geschlossen, wodurch der alternative Pfad des erzeugten Frischdampfes über die je Strang zweifach redundanten DHRS-Absperrventile führt. Diese, im Normalbetrieb geschlossenen Ventile, öffnen in längstens 30 Sekunden vollständig, sobald sie stromlos werden. Das enthaltene Wasser des vorgefüllten Systems entleert sich in den Speisewasserstrom am unteren Ende der Dampferzeuger. Durch die geöffneten DHRS-Absperrventile strömt Dampf nach, kondensiert unter Wärmeabgabe an das Wasserbecken und fließt ebenfalls schwerkraftgetrieben an die unteren DE-Einlässe. Somit stellt sich hier ebenfalls ein Naturumlauf (Wärmeübertrag, Konvektion und Schwerkraft) ein, welcher erhalten bleibt, solange der Kern eine ausreichende Wärmemenge zur Verdampfung des Sekundär (DHRS)kühlmittels in den Dampferzeugern bereitstellt.

Die Aktivierung des DHRS kann durch das Modulschutzsystem (Module protection System, MPS), manuell in der Warte, der Notsteuerstelle oder direkt in den entsprechenden Schaltschränken erfolgen.

### **Notkühlsystem**

Das Notkühlsystem stellt sicher, dass der Reaktorkern zu jeder Zeit wasserüberdeckt ist und die Kernkühlung nach Auslegungsstörfällen inklusive LOCA sichergestellt ist.

Bei Anforderung des ECCS, öffnen zunächst drei redundant an der RDB Oberseite verortete Magnetspulenventile (Reactor Vent Valves, RVV) und führen somit eine Druckentlastung des Reaktors in den evakuierten Sicherheitsbehälter herbei. Im Falle eines Station Blackouts sind die RVVs für 24 Stunden durch eine Batterieversorgung abgesichert, um eine nicht notwendige Auslösung zu verhindern. Nach Öffnung der Ventile kondensiert das heiße Primärkühlmittel an der kalten Innenseite des SHB, das Kondensat sammelt sich im unteren Teil. Sobald eine ausreichende Flüssigkeitsmenge im unteren Teil des SHB vorhanden ist, öffnen die Rücklaufventile (Reactor Recirculation Valves, RRV), welche sich 1,8 m oberhalb des Reaktorkerns befinden und leiten das kondensierte Primärkühlmittel zurück in den RDB. Auf diese Weise ist sichergestellt, dass das Wasserinventar des RDB nicht verloren gehen kann (der SHB ist in den Wasserpool der UHS eingelassen) und der Reaktorkern stets mit Wasser überdeckt ist.

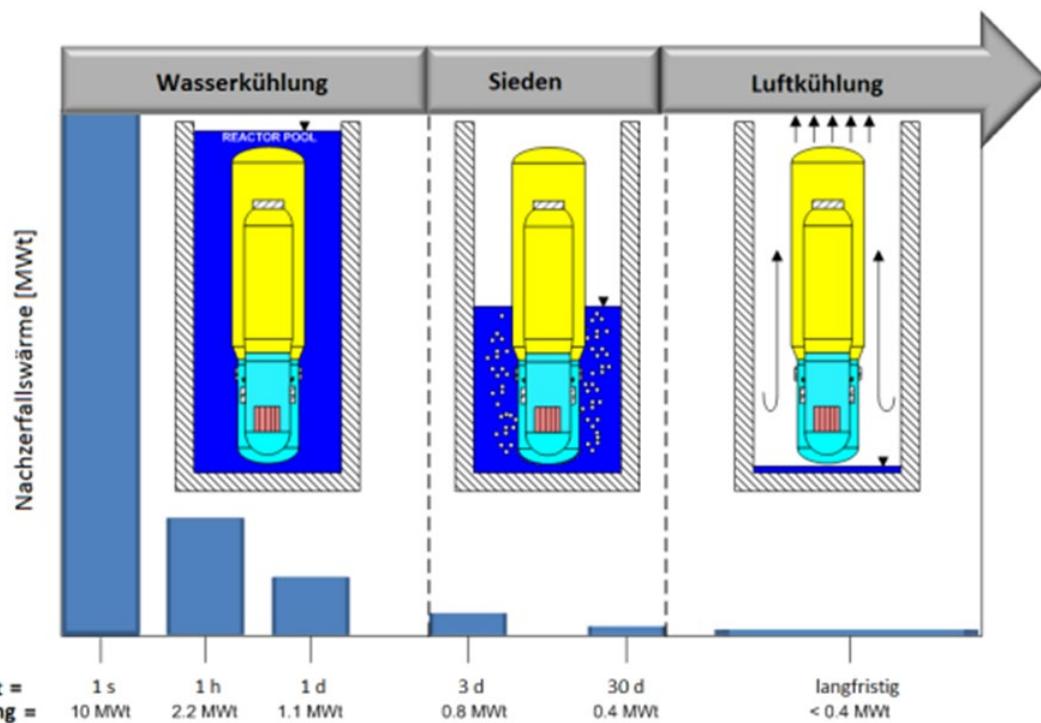


**Abb. 3.3** Aufbau und Funktionsweise des Notkühlungssystems (ECCS)

### Reaktorbecken

Das Reaktorbecken (reactor pool), welches alle Reaktormodule des Standortes beherbergt, fungiert zusammen mit den Wasservolumina des BE-Wechsel-, und BE-Lagerbeckens als Notwärmesenke (Ultimate Heat Sink, UHS). Nach Aktivierung des ECCS erfolgt der Wärmeübertrag direkt über Wärmestrahlung durch die SHB-Wand in das Wasserbecken (Containment Heat Removal). Im Normalbetrieb beträgt die Füllhöhe des UHS-Pools 21 m (69 ft), der Sicherheitsbehälter befindet sich nachezu vollständig (bis „kurz unterhalb des Kopfteils“) im Wasserbecken. Im Normalbetrieb stehen für die Beckenkühlung zwei Systeme zur Verfügung, das Kühlungssystem des BE-Lagerbeckens (Spent Fuel Pool Cooling System, SFPS) sowie das Kühlungssystem des Reaktorbeckens (Reactor Pool Cooling System, RPCS). Durch das geschlossene Schott zwischen Reaktor- und BE-Lagerbecken arbeiten sie prinzipiell unabhängig voneinander, können im Bedarfsfall jedoch auch das jeweils andere Becken bedienen, indem Wasserentnahme und -einspeisung umgeschaltet werden. Die Wasserentnahme des RPCS erfolgt im BE-Wechsel/Beladebecken, die Wassereinspeisung erfolgt direkt in den zwölf Reaktorschotts. Das RPCS verfügt über drei, das SFPS über zwei Kühlstränge mit

einer Leistung von jeweils 50 %. Insgesamt steht mit beiden Systemen eine Kühlleistung von  $5 \times 50\%$  zur Verfügung um das UHS-Becken zu kühlen. Das RPCS ist für eine Temperatur von bis zu  $121^{\circ}\text{C}$  ausgelegt, darüber hinaus startet es nach einem Stromausfall bei Wiederverfügbarkeit der Wechselstromversorgung selbstständig. Somit kann das RPCS auch in fortgeschrittenen Unfallstadien entscheidend zu einer Verlangsamung des Unfallverlaufes beitragen. Das Wasserinventar reicht aus, um im Falle eines Station blackouts (SBO) die Nachwärme aus allen zwölf zu Beginn des SBO unter Vollast betriebenen NPMs für mindestens 30 Tage abzuführen, ohne dass es zu Schäden an den Brennelementen in dem Modulen oder im Lagerbecken kommt. Bei einem gleichzeitig unterstellten Unfall in einem Reaktormodul ist für mindestens 72 Stunden kein externer Eingriff notwendig. In Abb. 3.4 ist die Nachzerfallsleistung im zeitlichen Verlauf nach Ausfall der elektrischen Stromversorgung und somit passiver Beckenkühlung dargestellt.



**Abb. 3.4** Langfristiges Kühlkonzept der NPMs /NUS 11/

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

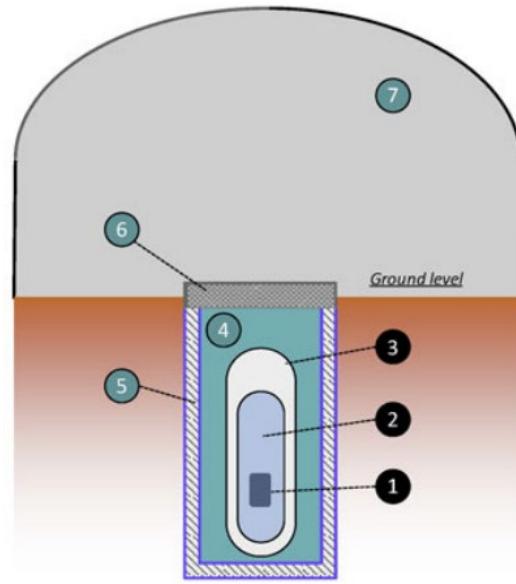
In Abb. 3.5 ist das Barrierekonzept von NuScale dargestellt. Neben den Barrieren von konventionellen Reaktordesigns, nimmt NuScale Kredit von vier weiteren Barrieren.

### Conventional Designs

1. Fuel Pellet and Cladding
2. Reactor Vessel
3. Containment

### NuScale's Additional Barriers

4. Water in Reactor Pool (4 million gallons)
5. Stainless Steel Lined Concrete Reactor Pool
6. Biological Shield Covers Each Reactor
7. Reactor Building



**Abb. 3.5** NuScale's Barrierekonzept /REY 12/

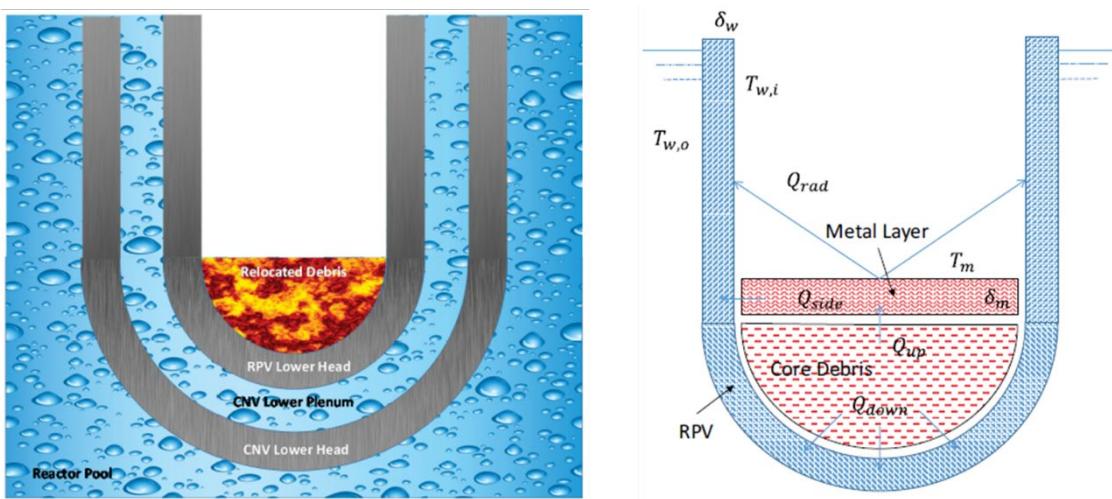
Einerseits wird das Wasser des Reaktorpools als Barriere angegeben, da dieses eventuell austretende Spaltprodukte „abwaschen“ könne (Barriere 4). Andererseits werde auch durch die Auskleidung des unterirdisch verorteten UHS Pools mit einem Edelstahl-liner verhindert, dass Spaltprodukte in den Boden gelangen können (Barriere 5). Gas-förmige freiwerdende radioaktive Stoffe werden innerhalb des biologischen Schildes aufgefangen, welcher jedes Reaktormodul umgibt (Barriere 6) und letztlich verhindern die unabhängig und redundant ausgelegten Luftaufbereitungs- und Filtersysteme den Ausritt von Spaltprodukten in die Umwelt (Barriere 7).

### 3.4 Management von Stör-/Zwischenfällen, Mitigative Maßnahmen

Im Zuge der Bauartzulassung bei der US-amerikanischen NRC hat NuScale neben der Betrachtung von Transienten und der Durchführung von Unfallanalysen /NDA 15/ auch ein Probabilistic Risk Assessment (PSA) sowie eine Evaluierung schwerer Unfälle durchgeführt /NDA 19/. Nach Herstellerangaben sind Systeme zur Wasserstoffdetektion oder -rekombination innerhalb des SHB nicht notwendig. Auch reichen nach Herstellerangaben Aufbau und Struktur von RDB und SHB aus, um schwere Störfälle zu beherrschen.

Kommt es im Rahmen eines schweren Unfallverlaufs zu einem Kernschmelz-Szenario, sammelt sich der (teilweise) geschmolzene Kern im unteren Bereich des RDB und überträgt seine Hitze durch den RDB, das kondensierte Primärkühlwasser (ECCS wurde

zuvor aktiviert) und den SHB an den UHS-Pool (vgl. Abb. 3.6). Kernelement der In-Vessel Retention-Analyse ist der Nachweis, der Kühlbarkeit der Brennstoffschmelze sowie der strukturellen Integrität des RDB. Der Nachweis wurde unter Verwendung von ANSYS und MELCOR-Berechnungen erbracht. Nach Herstellerangaben ist von besonderer Bedeutung, dass das nach Aktivierung des ECCS geflutete untere Plenum des SHB die Wärmeabfuhr in das UHS-Becken sicherstellt. Außerdem sorgt das, im Vergleich zu konventionellen Druckwasserreaktoren, relativ kleine Kerninventar sowie das Brennstoff zu Kühlmittel bzw. Oberfläche zu Volumen-Verhältnis dafür, dass Kernschmelzen erst deutlich später auftreten und besser kühlbar sind.



**Abb. 3.6** Illustration (links) und Modell zur Wärmeübertragung zur In-Vessel Retention /NDA 19/

### 3.5 Elektrotechnik

Das elektrische Stromversorgungssystem der NuScale Anlage versorgt im Normalbetrieb Systeme und Komponenten mit Wechsel- und Gleichstrom die für das An- und Abfahren sowie den Betrieb der Anlage erforderlich sind /NDA 08/.

Da das NuScale Konzept eine passive Auslegung der Sicherheitssysteme (fail safe) vorsieht, wird für die sichere Abschaltung, die Kühlung des Kerns und der abgebrannten Brennelemente, den Abschluss des Containments, die Integrität des Sicherheitsbehälters etc. keine externe Stromversorgung benötigt. Daher kann der Reaktor auch ohne die Verfügbarkeit von Wechselstrom bzw. Gleichstrom aus einer externen Stromquelle in einen sicheren Zustand gebracht und in diesem gehalten werden. Daher sieht das

---

NuScale Konzept keine Notstromversorgung vor und hat keine notstromversorgten Systeme /NDA 08/.

Das analgeninterne **Wechselspannungsnetz** ist nicht sicherheitsrelevant (non-Class 1E) und besteht aus den normalen Wechselstromsystemen in den drei verschiedenen Spannungsebenen:

- 13,6-kV-Wechselstromverteilungssystem (EHVS) mit Schaltanlage
- 4,16-kV-Mittelspannungs-Wechselstromverteilungssystem (EMVS)
- 480-V-und 120-V-Niederspannungs-Wechselstromverteilungssystem (ELVS)

Zudem gibt es ein Backup-Stromversorgungssystem (backup power supply system (BPSS)) bestehend aus zwei redundanten Backup-Dieselgeneratoren (backup diesel generators, BDGs) und einem Reservegenerator (auxiliary AC power source (AAPS), der Standortspezifisch realisiert wird (z.B. als Verbrennungsturbinengenerator). Die Backup-Dieselgeneratoren (BDGs) haben eine Ausgangsspannung von 480 V und der Reservegenerator (AAPS) eine Ausgangsspannung von 120 V. Keiner der drei Generatoren wird zur Versorgung sicherheitsrelevanter Funktionen der Anlage benötigt oder ist im Falle eines Station-Blackouts als zusätzliche Stromversorgung notwendig, um die Anlage in einen sicheren Zustand zu bringen oder zu halten. Die Hauptfunktion der BDGs ist die Bereitstellung von Notstrom für bestimmte Verbraucher, die 72 Stunden nach einem Stromaussfall im Kraftwerk benötigt werden. Dazu gehören unter anderem Instrumentierungen zur Unfallüberwachung (PAM-Instrumente, post accident monitoring), Notbeleuchtung, Aufladung der EDSS-Batterien sowie Verbraucher, die dem Schutz der Anlage und der betrieblichen Flexibilität dienen. Die BDGs sind unabhängig und räumlich voneinander getrennt. Der Reservegenerator AAPS versorgt nicht-sicherheitsrelevante Verbraucher, die der betrieblichen Flexibilität dienen, mit Wechselstrom. Zudem ist der AAPS ausreichend dimensioniert, um das Anfahren des ersten NPM, (d.h. den Schwarzstart) sowie das kontrollierte Abschalten und Abkühlen der NPMs im Falle eines Ausfalls der Hauptgeneratoren und des Übertragungsnetzes zu übernehmen /NDA 08/.

Das sicherheitsrelevante Modulschutzsystem (MPS) (siehe Leittechnik) ist als Class 1E klassifiziert und wird über das ELVS mit Strom versorgt.

Das analgeninterne **Gleichspannungsnetz** ist nicht-sicherheitsrelevant (als non-class 1E und non-safety related klassifiziert). Dieses Gleichspannungsnetz umfasst /NDA 08/:

- das hoch-zuverlässige Gleichstromnetz (EDSS), welches 125-V-Gleichstrom liefert. Es ist ausfalltolerant, da die Funktionsfähigkeit des Netzes nicht beeinträchtigt wird, wenn Teile des EDSS-Equipments ausfallen oder außer Betrieb genommen werden. Das EDSS ist unterteilt in ein System, das Verbraucher der gesamten Anlage versorgt (EDSS-C) und in ein separates und unabhängiges System für jedes der maximal zwölf Module (EDSS-MS). Durch das EDSS-Design werden gemeinsam verursachte Fehler (common cause failure, CCF) minimiert.
- das normale Gleichstromnetz (EDNS),

### Sicherheitsmaßnahmen und elektrische Schutzeinrichtungen

Die Unabhängigkeit der Redundanzen (zweifach) ist durch die räumliche Trennung sichergestellt. Zudem werden Einrichtungen, die unterschiedlichen Sicherheitskategorien (Class 1E und non-Class 1E) angehören, elektrisch getrennt /NDA 08/.

Um bei gestörten/defekten Geräten oder Stromleitungen mögliche Folgeschäden zu verhindern, den Fehler zu isolieren und die Stromversorgung aufrechtzuerhalten, werden unterschiedliche Schutzeinrichtungen in der Anlage verwendet. Die Auslösewerte der verschiedenen Schutzeinrichtungen werden dabei so gewählt und miteinander koordiniert, dass die unmittelbar vor der Fehlerstelle gelegene Schutzeinrichtung zuerst auslöst (Selektivität), um den Fehler schnell zu isolieren und auf einen kleinen Bereich zu begrenzen. Die Schutzgeräte werden so ausgewählt und dimensioniert, dass sie die Sicherheit der Anlage und des Personals sowie die Wartungsfreundlichkeit maximieren. Eine detaillierte Beschreibung der Schutzsysteme für die unterschiedlichen Stromnetze findet sich in Tabelle 1 /NDA 08/.

Das NuScale-Konzept sieht vor, dass die Anlage über eine Schaltanlage an ein oder mehrere externe Stromverteilungsnetze angeschlossen wird.

**Tab. 3.1** Schutzeinrichtungen des Stromversorgungssystems. Quelle /NDA 08

Wechselstrom-versorgungs-system (nicht sicheheits-relevant)	Beschreibung	Schutzeinrichtungen
13,8-kV-Wechselstrom (EHVS)	13,8-kV-Stromverteilungsnetz, dass den Turbinengenerator, die Schaltanlage das Übertragungsnetz und das Verteilungsnetz der Anlage miteinander verbindet.	Die EHVS-Schutzeinrichtungen bestehen aus einem Primär- und einem Sekundärschutz. Jeder Generator und jeder Haupttransformator (main power transformer, MPT) wird durch zwei Multifunktionsrelais geschützt, die unterschiedliche Auslösemechanismen und -kriterien verwenden. Jede 13,8-kV-Schiene und jede Schaltanlagen-Sammelschiene hat zwei Differentialschutzrelais. Außerdem ist das Schutzsystem so ausgelegt, dass ein Verlust der Steuerspannung für die Schutzeinrichtung die mögliche Auslösung der Schutzfunktion nicht verhindert.
4,16-kV-Mittelspannungs-Wechselstromverteilungssystem (EMVS)	4,16-kV-Stromverteilungsnetz zur Versorgung der Verbraucher während des An- und Abfahrens sowie beim normalen Betrieb.	Die EMVS-Schiene ist mit zwei Schutzeinrichtungen unterschiedlicher Spannungsebenen ausgestattet. Die höhere Ebene löst eine automatische Umschaltung der EMVS-Schiene auf eine ausgewählte Nachbarschiene aus. Die niedrigere Spannungsebene dient dem Motorschutz. Die Schutzsysteme verwenden eine Zufallslogik (2v3 Phasen), um ein fehlerhaftes Auslösen der Schutzfunktionen zu vermeiden. Für die Hilfstransformatoren (UAT, unity auxiliary transformers) gibt es eine Primär- und eine Reservegeräteschutzeinrichtung.

<b>Wechselstrom-versorgungs-system (nicht sicherheits-relevant)</b>	<b>Beschreibung</b>	<b>Schutzeinrichtungen</b>
480-V-und 120-V-Niederspannungs-Wechselstromverteilungssystem <b>(ELVS)</b>	<p>Niederspannungs-Wechselstromverteilungssystem für Verbraucher mit einem Lastbedarf von 600 V und weniger (ausgenommen Beleuchtung)</p> <p>Das Modulschutzsystem (MPS) (als Class 1E klassifiziert) wird über das ELVS mit Strom versorgt.</p>	<p>Die ELVS-Schutzeinrichtungen gewährleisten eine ordnungsgemäße Koordination der Relais zur Fehlerbeseitigung und zur Vermeidung von Fehlauslösungen der Leistungsschalter. Die Beseitigung der Störung erfolgt am nächstgelegenen Leistungsschalter.</p> <p>Die zonenübergreifende Relaisschaltung mit Primär- und Backup-Schutzfunktionen ist in das ELVS-Schutzschemata integriert unter Verwendung von Halbleiterrelais für den Personen- und Geräteschutz. Die Schutzsysteme verhindern Fehlauslösungen durch die Unterscheidung zwischen tatsächlichen Fehlern und Überlastbedingungen. Es sind manuelle und automatische Funktionen vorgesehen, um die Um schaltung zwischen den ELVS-Schienen zu ermöglichen, um die Stromversorgung zu erhalten.</p>

<b>Wechselstrom-versorgungs-system (nicht sicherheits-relevant)</b>	<b>Beschreibung</b>	<b>Schutzeinrichtungen</b>
Backup-Stromversorgungssystem (backup power supply system <b>(BPSS)</b> ): Zwei (redundante) Backup-Dieselgeneratoren ( <b>BDGs</b> ): 480V Reservegenerator <b>(AAPS)</b> : 13,8 kV	Wechselstromversorgung zur Bereitstellung von Wechselstrom, wenn die betriebliche Wechselstromversorgung nicht zur Verfügung steht. Sicherheitsrelevante Funktionen sind nicht auf die BPSS angewiesen. Im Falle eines vollständigen Spannungsverlusts auf den 13,8-kV-Schienen werden die BDGs und das AAPS nach einer 30-sekündigen Verzögerung automatisch gestartet.	Die Backup-Dieselgeneratoren (BDGs) bieten eine Wechselstromversorgung zu der Versorgung von Messfunktionen und Anzeigen vor Ort und auf der Warte. Der Reservegenerator (AAPS) wird auf die EHVS-, EMVS- und ELVS- Stromnetze geschaltet und benutzt die dort beschriebenen Schutzsysteme.

Wechselstrom-versorgungs-system (nicht sicheheits-relevant)	Beschreibung	Schutzeinrichtungen
hoch-zuverlässige 125 -V-Gleich-stromnetz ( <b>EDSS</b> )	<p>125-V-Gleichstromvertei-lungsnetz für Verbraucher, der gesamten Anlage (<b>EDSS-C</b>).</p> <p>125-V-Gleichstromversor-gung für separate und unab-hängige System für jedes der maximal zwölfen Mo-dule (<b>EDSS-MS</b>).</p> <p>Die <b>EDSS-Batterien</b> sind je nach Funktion der Verbrau-cher für einen 24- oder 72-stündigen Betrieb ausgelegt.</p>	
normale Gleich-stromnetz ( <b>EDNS</b> )	Gleichstromverteilungssys-tem. Die EDNS-Batterien sind so konzipiert, dass sie Gleichstrom und Wechsel-strom (über einen Wechsel-richter) nach einem Strom-ausfall der Batterieladegeräte bereit-stellen. Die Standby-Strom-quellen vor Ort übernehmen die Stromversorgung der Batterieladegeräte.	

### 3.6 Leittechnik

Das Leittechniksystem ist ein vollständig digitales Leittechniksystem, das auf der FPGA-Technologie (field programmable gate array) basiert und sich im Wesentlichen aus den folgenden Systemen zusammensetzt /NDA 07/:

#### Sicherheitsrelevante Systeme (safety related):

- Module Protection System (MPS, Modulschutzsystem)
- Neutron Monitoring System (NMS, Neutronenüberwachungssystem)

#### Nicht-Sicherheitsrelevante Systeme (non-safety related):

- Plant Protection System (PPS, Anlagenschutzsystem)
- Safety Display and Indication System (SDIS, Sicherheitsanzeige- und -informati-onssystem)
- Module Control System (MCS, Modulsteuerungssystem)
- Plant Control System (PCS, Anlagenkontrollsystem)
- In-Core Instrumentation System (ICIS, Kern-Instrumentierungssystem)

Die Systeme haben im Einzelnen folgende Aufgaben:

#### Module Protection System (MPS, Modulschutzsystem)

Die Hauptaufgabe des Module Protection System ist die Überwachung von Prozessvariablen und die Initiierung automatischer Auslösesignale als Reaktion auf Reaktorzustände außerhalb des Normbereichs. Jedes einzelne NuScale Power Module (NPM) hat ein eigenes unabhängiges Modulschutzsystem, welches im Reaktorgebäude untergebracht ist und aus den folgenden Systemen besteht /NDA 07/:

- Reaktorschnellabschaltsystem (Reactor Trip System (RTS)) bei Erreichen definierter Grenzwerte.
- Aktivierung der technischen Sicherheitseinrichtungen (Engineered Safety Features Actuation System (ESFAS)) wie zum Beispiel das System zur Notfall-Kernkühlung (Emergency Core Cooling System, ECCS), System zur Ableitung der Zerfallswärme (Decay Heat Removal System, DHRS) beim Erreichen definierter Grenzwerte.

Das MPS erstreckt sich von den Ausgängen der Sensoren und Detektoren zu den Eingängen der Aktuatoren. Es basiert auf der Highly Integrated Protection System Platform (HIPS-Plattform), einer logikbasierten Plattform für Mess- und Regeltechnik bestehend aus diskreten Komponenten und der FPGA-Technologie (ohne Mikroprozessoren und Software) /NDA 07/.

Die im Allgemeinen vierfach vorhandenen Signale (sogenannte „separation groups“) werden in zwei Divisionen aufgeteilt. Die von den Sensoren und Detektoren gemessenen Prozessvariablen werden zunächst im sogenannten Safety Function Module (Sicherheitsfunktionsmodul, SFM) aufbereitet und digitalisiert. Mittels eines Sicherheitsfunktionsalgorithmus wird ein Auslöse- oder Nichtauslösebestimmungs-Signal bestimmt, welches an jede RTS-Division bzw. ESFAS-Division über isolierte, redundante nur sendende serielle Verbindungen geschickt wird. Das SFM-Kommunikationsmodul sendet die Auslöse- und Betätigungsdaten über die Sicherheitsdatenbusse (SDB1, SDB2 und SDB3) zum „Scheduling und Bypass Module“ (Terminierung- und Bypass Module, SBM), das als Bus Master des Kommunikationsbusses fungiert und die validierten Signale an die RTS- und ESFAS-Module sendet. Dort werden die vierfach redundanten Signale in der Logik weiterverarbeitet und gegebenenfalls (nach einer zwei-von-vier-Logik) entsprechende Reaktorschutzauslösungen/technische Sicherheitseinrichtungen aktiviert. Jede MPS-Gruppe, jede MPS-Division sowie das MPS-Gateway haben ein eigenes festverdrahtetes Modul (Hard-Wired Module, HWM), das fest verdrahtete Signale von außerhalb der MPS-Schränke für die anderen Module zur Verfügung stellt. Diese Signale umfassen Handschaltungen, Überbrückungsschalter und Freigabeschalter für nicht sicherheitsrelevante Steuerungen vom MCR /NDA 07/.

Zudem gibt es die Möglichkeit zur manuellen Reaktorschnellabschaltung auf der Warte /NDA 07/.

### **Neutron Monitoring System (NMS, Neutronenüberwachungssystem)**

Das Neutronenüberwachungssystem (NMS) stellt Neutronenflussdaten für das MPS bereit, um Reaktorschnellabschaltungen auszulösen. Außerdem wird es vom MPS für die Überwachung nach Unfällen verwendet. Während des Brennelementwechsels wird das Neutronenflusssignal für das PCS (plant control system) bereitgestellt /NDA 07/.

---

**Plant Protection System (PPS, Anlagenschutzsystem)**

Das Plant Protection System überwacht Prozessvariablen der Anlage und löst Schalthandlungen bei normalen und unnormalen Anlagenzuständen aus. Dabei überwacht es Variablen und steuert Geräte, die von den Modulen gemeinsam genutzt werden. Das System ist in zwei redundante Divisionen unterteilt, die sich in separaten Räumen im Kontrollgebäude befinden. Die Prozessvariablen, die von dem System überwacht werden, sind beispielsweise Strahlungswerte, Füllstand und Spannungswerte. Dabei liefern getrennte Sensoren Informationen an die beiden PPS Divisionen. Diese Sensorwerte werden auch bei einem Auslegungsstörfall zur Überwachung der Umgebungsbedingungen verwendet. Für jede Funktion, die das PPS ausführt, gibt es ein eigenes Safety Function Module (SFM), das Eingaben von bis zu vier Sensoren vorsieht. Die Architektur des PPS verwendet drei unabhängige Sicherheitsdatenbusse (SDB1, SDB2 und SDB3), die für die Verarbeitung der Betätigungssignale zuständig sind /NDA 07/.

**Safety Display and Indication System (SDIS, Sicherheitsanzeige und Meldesystem)**

Das SDIS liefert zeitnahe Informationen über den Status des MPS und PPS, damit im Anforderungsfall die erforderlichen manuellen Schutzmaßnahmen eingeleitet werden können. Zudem zeigt es sogenannte „Post-Accident-Monitoring“ (PAM) Variablen an, anhand derer der Anlagenzustand nach einem Störfall oder einem Unfall bewertet werden kann.

Das SDIS ist über Kommunikationsmodule mit dem MPS und dem PPS verbunden. Die MPS Schnittstelle ist als MPS-Gateway ausgeführt, während die Schnittstelle mit der PPS über ein MIB-Kommunikationsmodul (monitoring and indication bus) realisiert wird /NDA 07/, /KLH 20/.

---

**Module Control System (MCS, Modulkontrollsystem)**

Das MCS ist ein verteiltes Kontrollsysteem zur Überwachung und Steuerung von nicht sicherheitsrelevanten Systemen und Komponenten der Hilfs- und Nebenanlagen. Es umfasst Möglichkeiten zur manuellen Kontrolle sowie die dazu notwendigen Human-Machine-Interfaces (HMIs). Zudem ermöglicht das MCS die Steuerung und Überwachung sicherheitsrelevanter Komponenten, die für einen NPM spezifisch sind. Für die Überwachung der sicherheitsrelevanten Komponenten wird eine One-Way-Kommunikation von der MPS zum MCS über isolierte One-Way-Kommunikationsports auf dem MIB-Kommunikationsmodul verwendet.

Für das MCS ist eine Unterteilung hinsichtlich der funktionalen Unabhängigkeit der wesentlichen Kontrollfunktionen implementiert /NDA 07/.

**Plant Control System (PCS, Anlagenkontrollsystem)**

Das PCS ist ein verteiltes Kontrollsysteem, welches das Monitoring und die Steuerung von nicht NPM-spezifischen Anlagenkomponenten erlaubt. Es beinhaltet Möglichkeiten zur manuellen Kontrolle sowie die dazu notwendigen Human-System-Interfaces (HSIs). Die Hauptfunktion des PCS ist die Steuerung und Überwachung der nicht sicherheitsrelevanten Komponenten von Steuerungssystemen, die nicht spezifisch für einen NPM sind.

Die PCS hat eine direkte, bidirektionale Schnittstelle mit dem MCS. Auch hier ist eine Unterteilung hinsichtlich der funktionalen Unabhängigkeit implementiert /NDA 07/.

**Grundlegende Prinzipien des Designs der Leittechnik**

Das Design der Mess-, Steuerungs- und Regelungssysteme von NuScale basiert auf den vier Konstruktionsprinzipien Unabhängigkeit, Redundanz, Vorhersagbarkeit und Wiederholbarkeit sowie der Diversität und Defense-in-Depth (D3) /NDA 07/.

## **Unabhängigkeit**

Die Unabhängigkeit des Systems zeichnet sich durch vier verschiedene Aspekte aus:

- **Räumliche Trennung**

Um im Falle eines Auslegungsstörfalls die Funktionalität der Systeme sicherzustellen, werden MPS-Strukturen,-Systeme und -Komponenten, die sich in verschiedenen Divisionen oder Gruppen befinden, räumlich voneinander getrennt. Die räumliche Trennung bleibt im gesamten System erhalten, vom Sensor über die Kabelführungen bis hin zu den Geräten, die die Schutzfunktion auslösen. Das nicht-sicherungsrelevante SDIS hat zwei separate und unabhängige Redundanzen.

- **Elektrische Unabhängigkeit**

Um die Unabhängigkeit von sicherheitsrelevanten und nicht-sicherheitsrelevanten Komponenten sicherzustellen, werden diese elektrisch voneinander isoliert. So wird beispielsweise für das Sicherheitsmodul (SFM) eine Klasse-1E-Isolierung durch galvanische Trennung zwischen den Eingängen der nicht-sicherheitsrelevanten Sensoren und dem MPS realisiert. Für die Kommunikationschnittstellen zwischen sicherheitsrelevanten und nicht-sicherheitsrelevanten Systemen werden nur sendende oder nur empfangende Glasfaserports verwendet. Diese Ports ermöglichen eine elektrische Isolation der Klasse 1E für den Empfang oder die Übertragung von Daten über unidirektionale Kommunikationsverbindungen. Das HWM (Hard-Wired Modul) besitzt fest verdrahtete Eingänge zum MPS und ist nur aus diskreten logischen Bauelementen aufgebaut und hat keine programmierbaren Komponenten.

- **Unabhängigkeit der Kommunikation**

Die Kommunikation des MPS ist mit Ausnahme der 2-von-4 Auswertung zwischen den Divisionen so aufgebaut, dass sie innerhalb der MPS-Gruppen unabhängig und ist nicht auf die Kommunikation von außerhalb der jeweiligen Gruppe oder Division angewiesen ist, um eine Sicherheitsfunktion auszuführen.

Die permanente Kommunikation des MPS mit nicht sicherheitsrelevanten Systemen erfolgt über isolierte one-way-Datenkommunikation durch das MIB. Die Kommunikation vom sicherheitsrelevanten MPS zu den nicht sicherheitsrelevanten MCS erfolgt über das MIB-Kommunikations-Modul für den MPS-Bereich.

---

- **Funktionale Unabhängigkeit**

Eine funktionale Unabhängigkeit bedeutet eine Isolation zwischen den verschiedenen redundanten Systemen. Es gibt keine gemeinsam verwendeten Funktionen oder Abhängigkeiten von Funktionen zwischen den MPS-Gruppen und -Divisionen /NDA 07/.

### **Redundanzen**

Die Redundanzen innerhalb des MPS sind durch die vier separaten Gruppen (mit Sensoren und Detektoren) und jeweils zwei Divisionen von RTS und ESFAS für die Auswertung (2-von-4-Logik) und die Aktivierung der Sicherheitsfunktionen realisiert. Das MPS ist so ausgelegt, dass einzelne Komponenten repariert und getestet werden können, ohne die notwendige Anzahl an Redundanzen zu beeinträchtigen. Bei der Auslegung des MPS wurden nur Einzelfehler berücksichtigt /NDA 07/.

### **Diversität und Defence-in-Depth (3D)**

Für die unterschiedlichen Blöcke (Nicht-Class 1E Überwachungs- und Meldeblock, Sicherheitsanzeige und manuelle Steuerblöcke, Sicherheitsblöcke, Sensorblöcke und das MCS) verwendet NuScale ein Diversitäts- und DiD-Konzept (zusammen als D3 bezeichnet), das der Vermeidung von gemeinsam verursachten Fehlern dient. Die Kriterien der Diversität sind:

- Design Diversität,
- Equipment Diversität,
- funktionale Diversität,
- unterschiedliche Entwickler bzw. Anwender,
- unterschiedliche Signalverarbeitung und
- unterschiedliche Software.

Die Bewertung der Diversität im Leittechnikkonzept erfolgt innerhalb eines Blockes sowie zwischen verschiedenen Blöcken /NDA 07/.

---

### 3.7 Wartenkonzept

Die (Haupt-)Warte (main control room, MCR) ist unterirdisch im Kontrollgebäude untergebracht, das an das Reaktorgebäude angrenzt. Alle NuScale Power Module werden von einer einzigen Warte aus gesteuert, wobei bis zu 12 Module pro Warte möglich sind /NUS 20/.

Die Besetzung der Warte sieht vor, dass 3 lizenzierte Operatoren pro Schicht in der Warte arbeiten: 2 Operatoren für die Bedienung der Kontrolltafeln und ein Senior Reaktorfahrer (SRO, senior reactor operator), der die Rolle des Schichtleiters (shift manager, SM) und die Leitung der Warte übernimmt (control room supervisor, CRS). Um sicherzustellen, dass eine ingenieurtechnisch versierte Person auf der Warte vorhanden ist, die im US-amerikanischen Regelwerk (NUREC-0737) in Person des shift technical advisor (STA) gefordert wird, wurde die Ausbildung des Schichtpersonals (insbesondere shift supervisor und senior operator) um ingenieurtechnische Kenntnisse erweitert. Die Besetzung der Warte und die Qualifikation des Wartenpersonals wurde in umfangreichen Leistungstests erprobt, bei denen ein sicherer Betrieb von 12 Modulen bei hohen Arbeitsbelastungen, Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen simuliert wurde /NUS 20/.

Auf der Warte wird mit Hilfe von mehreren Monitoren und Anzeigen ein Überblick über alle Reaktoren gegeben. Zu jedem Reaktor gibt es einen Monitor mit einigen ausgewählten manuellen Steuerungselementen für das Wartenpersonal. Die Reaktorfahrer überwachen das automatische Kontrollsysteem für jeden Reaktor und die gemeinsamen Systeme. Dabei wurde bei der Konzeption der Human-Machine-Interface darauf geachtet, dass eine Bewertung des Anlagenzustands auf einen Blick möglich ist und somit eine Verschlechterung der Bedingungen sofort entdeckt werden sollte. Um die Einfachheit und Übersichtlichkeit zu optimieren, wurden alle Monitordisplays unter Berücksichtigung einer Analyse der menschlichen Aspekte und Faktoren entworfen. Layout und Design der Bildschirme verwenden grafische Darstellungen der Anlagensysteme /NUS 20/, /IAE 20/.

---

Als Voraussetzung für die Besetzung der Warte mit 3 lizenzierten Operatoren pro Schicht werden folgende Design-Kriterien genannt:

- keine Handmaßnahmen bei einem Auslegungsstörfall (design basis event).
- „nur“ zwei wichtige menschliche Handlungen (important human interaction, IHA), die von der Warte von einem einzigen lizenzierten Bediener durchgeführt werden können.
- eine Human-Machine-Interface, die folgende Designmerkmale erfüllt:
  - Überwachung und Anzeigen der kritischen Sicherheitsfunktionen und der Defense-in-Depth, mit direkter Verknüpfung zu den entsprechenden Handlungsanweisungen im Falle einer Abweichung vom Normalzustand
  - abgestuftes Alarmsystem
  - computergestützte Handlungsanweisungen bei Alarmierungen (direkt verknüpft mit der entsprechenden Alarmierung)
  - Trendüberwachung für die alle zwölf Module

Neben der Warte gibt es noch eine Notstandswarte (Remote Shutdown Station (RSS)), die zum Einsatz kommt, wenn die Hauptwarte evakuiert werden muss. Vor einer Evakuierung der Warte werden die Reaktoren abgeschaltet und die Nachwärmeverabfuhr und die Isolierung des Sicherheitsbehälters für jeden Reaktor sichergestellt. Nach der Evakuierung der Warte können von der Notstandswarte aus die manuellen Schalter der Warte isoliert werden, um Fehlauslösungen zu verhindern. /KH 20/, /NUS 20/.

### 3.8 Kommunikationskonzept

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### 3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation

Das Team der Operatoren kümmert sich **um mehrere Module gleichzeitig**. Stellt ein Operator Abweichungen vom Normalzustand bei einem Modul fest, ist er dazu angehalten, je nach Art und Schwere der Störung darauf zu reagieren. Der Leiter der Warte weist den Operatoren unter Berücksichtigung ihrer Arbeitsauslastung die entsprechenden Arbeiten zu. Bei der Weitergabe von grundlegenden Informationen an einen einzelnen

Teamkollegen soll dies in einer ruhigen und konzentrierten Arbeitsatmosphäre geschehen. Wenn dringende Informationen an mehrere Teammitglieder weitergegeben werden sollen, wird vom Operator eine Durchsage an die Teamkollegen gemacht /NUS 19/.

Für die Kommunikation werden folgende Techniken und Ausrüstung verwendet:

- Face-to-Face Kommunikation: Wenn bei der verbalen Kommunikation Informationen mit Weisungscharakter zwischen Personen ausgetauscht werden, kann die direkte Ansprache, das Telefon oder Funk verwendet werden. Bei dieser Kommunikation ist drei-Wege-Kommunikation vorgeschrieben.
- Ankündigungen durch das Wartenpersonal: Die Schichtmannschaft auf der Warte kann mit Durchsagen die Mitarbeiter über die gegenwärtige Situation informieren, wenn beispielweise dringende Informationen an mehrere Teamkollegen weitergegeben werden müssen. Auch wenn dringende Informationen an mehrere Teamkollegen weitergegeben werden müssen, können Durchsagen gemacht werden.
- Telefon- und Funkkommunikation: Für die direkte Kommunikation mit Operatoren außerhalb der Warte, werden Telefon oder Funk verwendet.
- Lautsprecheranlage: Die Lautsprecheranlage wird zur Übermittlung wichtiger Informationen eingesetzt und sollte nur mit Bedacht eingesetzt werden. Das gesamte Personal vor Ort soll innehalten und der Durchsage zuhören. Personenrufe werden nicht über die Lautsprecheranlage gemacht. Wenn öffentliche Durchsagen gerechtfertigt sind, werden sie so kurz wie möglich gehalten, Standardformulierungen für den Standort verwendet und in einem klaren, langsamen und emotionslosen Ton gesprochen /NUS 19/.

Die Operatoren arbeiten mit anderen lizenzierten und nicht lizenzierten Teammitgliedern bei der Wartung, Überwachung, Planung, Schulungen und der Lösung von Problem etc. zusammen.

---

Die personelle Betriebsorganisation wurde unter Berücksichtigung des Designs, der eingesetzten Systeme und der Betriebsmerkmale erstellt. So wurden beispielsweise die folgenden Merkmale des NuScale berücksichtigt /NUS 19/:

- Passive Merkmale:
  - Der Reaktorkühlmittelfluss erfolgt durch Naturumlauf, so dass keine Kühlmittelpumpen erforderlich sind.
  - Die Sicherheitssysteme sind mit passiven und ausfallsicheren Funktionen ausgelegt.
  - Die Abklingwärme wird ohne den Einsatz von Pumpen oder die Notwendigkeit einer Stromversorgung an die Wärmesenke abgeführt.
  - Nach einem Auslegungsereignis sind mindestens 72 Stunden lang keine Handeingriffe erforderlich.
- Hoher Grad an Automatisierung:
  - Die Human-Machine-Interface unterstützen das Personal bei der Überwachung und der Verwaltung von automatisierten Aktionen und Abläufen.
  - Die Routineaufgaben während des Betriebs sind weitestgehend automatisiert, so dass die menschlichen Interaktionen (zum Starten, Stoppen oder Abbrechen der automatisierten Abläufe) auf ein Minimum reduziert sind.
  - Die Abschaltfunktionen sind so weit automatisiert, dass ein Operator ein Modul in kürzester Zeit vom Leistungsbetrieb in einen sicher abgeschalteten Zustand bringen kann.
  - Die meisten Funktionstests zur Überwachung sind automatisiert oder werden vom Betreiber initiiert.
  - Die Verwaltungsaufgaben sind in ein elektronisches Informations- und Aufzeichnungs-Managementsystem integriert.
  - Computergestützte Verfahren für den normalen, anormalen und Notfallbetrieb sowie Alarmreaktionen sind textbasiert.

Die vorgeschlagene Belegschaft einer Schicht berücksichtigt den Einsatz von Automatisierung, digitalen Bedienerschnittstellen und einem effizienten System zur Verwaltung

---

von Anlagenmeldungen. Die optimierte Gesamtzahl der Belegschaft umfasst sechs lizenzierte Operatoren: drei Reaktorfahrer (ROs) und drei leitende Reaktorfahrer (SROs). Die drei SROs erfüllen die Aufgaben des Schichtleiters (SM), des Leiters der Warte (CRS) und des technischen Beraters der Schicht (STA) (siehe auch Wartenkonzept /NUS 19/).

### Aufgaben des Schichtpersonals nach ihren Rollen:

- **Schichtleiter (Shift Manager, SM):**

In jeder Schicht gibt es einen Schichtleiter, der für den gesamten Schichtbetrieb verantwortlich ist. Diese Person ist mit allen Anlagendisziplinen vertraut und stellt sicher, dass die Aufgaben der Chemie, des physischen Schutzes, der Instrumentierung und andere Wartungsaufgaben, die für einen sicheren Betrieb der Anlage erforderlich sind, durchgeführt werden. Der Schichtleiter besitzt eine „senior“ Lizensierung und ist dem Team in der Warte zugeteilt ist. Er fungiert als leitender Manager vor Ort, wenn der Leiter der Anlage (plant manager) und der Betriebsleiter (operation manager) nicht verfügbar sind. Der Schichtleiter ist der erste Verantwortliche für die Umsetzung des Notfallplans.

Der Schichtleiter fungiert als Bindeglied zwischen dem Leiter der Anlage (manager of the station) und dem Betriebspersonal in der Schicht (on-shift plant staff). Der Schichtleiter ist im Besitz einer NRC-SRO-Lizenz /NUS 19/.

- **Leiter der Warte (Control Room Supervisor, CRS):**

Der Leiter der Warte ist für die Leitung und Kontrolle der Warte verantwortlich und leitet und beaufsichtigt die Aktivitäten der lizenzierten und nicht lizenzierten Operatoren. Der Leiter der Warte ist außerdem verantwortlich für die Genehmigung aller Aktivitäten, die sich auf den Betrieb der Anlage auswirken. Außerdem stellt der Leiter der Warte sicher, dass genügend Personal zur Bewältigung der Arbeitsbelastung zur Verfügung steht und kann gegebenenfalls Module abschalten, wenn die Arbeitsbelastung zu groß wird. Auch die Einhaltung und Durchsetzung der Verhaltensregeln wird von ihm überwacht. Der CRS ist im Besitz einer NRC-SRO-Lizenz /NUS 19/.

- **Technischer Berater der Schicht (Shift Technical Advisor, STA):**

Der technische Berater der Schicht hat eine (technische) Aufsichtsfunktion über das Wartenpersonal inne. Dabei unterstützt er den Schichtleiter und den Leiter der Warte bei der Auswertung von Betriebsereignissen und der Unfallbewertung mit seinen technischen Kenntnissen. Die Hauptaufgaben des STA sind die technische und ingenieurtechnische Beratung, um einen sicheren Betrieb der Anlage zu gewährleisten. Neben der Überprüfung und Bewertung von Ereignissen gibt der STA Empfehlungen zur Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung und der Meldepflicht von eingetretenen Ereignissen. Die STA verfügt über eine NRC-SRO-Lizenz (Senior Reactor Operator) /NUS 19/.

- **Drei Reaktorfahrer (Reactor Operators, ROs):**

Drei durch die NRC lizenzierte Reaktorfahrer vervollständigen die Schichtbesetzung auf der Warte /NUS 19/.

- **Nicht-lizenzierte Operatoren (Non-licensed Operator, NLOs):**

Die NLOs werden von der Warte und vom „Work Control Center“ eingesetzt und arbeiten in der gesamten Anlage. Sie sind verantwortlich für den Betrieb außerhalb der Warte beispielsweise für die Aufstellung von Systemen, die Kennzeichnung und Untersuchungen, die vom Wartenpersonal angefordert werden /NUS 19/.

## 4 IT-Sicherheit

### Risikoanalyse der IT-Systeme

Bei der Entwicklung des Leittechniksystems wurde eine Gefahrenanalyse durchgeführt, die den Entwurf und die Architektur der I&C-Systeme wesentlich beeinflusst hat. Die Risikoanalyse wurde für das MPS (Module Protection System), das NMS (Neutron Monitoring System), das PPS (Plant Protection System) und das SDIS durchgeführt. Dabei umfasste die Analyse die Hardware, Software, die Organisation und die Prozesse zur Entwicklung der Systeme. Um die Anforderungen von Korrektheit und Vollständigkeit des MPS umfassend zu bewerten, wurden in der Risikoanalyse auch Anlagensicherheitsanalysen, FMEAs, D3-Analysen und disziplinübergreifenden Entwurfsprüfungen einbezogen. Gefährdungen, die durch den Einsatz von Software auftreten, werden im Rahmen des Software-Sicherheitsplans behandelt, der in den gesamten Lebenszyklus der Software-Entwicklung integriert ist. Die Erwartungen an das Risikomanagement werden durch drei Prozesspläne abgedeckt /NDA 07/:

- Digitale I&C Softwareentwicklungsplan
- Digitale I&C Software Management Plan
- Digitale I&C Software Qualitätssicherungsplan

Diese basieren auf den Richtlinien der IEEE Std 7-4.3.2-2003.

Software-Entwicklungs- und QS-Kontrollen werden auf die folgenden sicherheitsrelevanten und nicht sicherheitsrelevanten I&C-Systeme angewendet /NDA 07/:

- Modulschutzsystem (MPS)
- Sicherheitsanzeige- und -informationssystem (SDIS)
- In-Core-Instrumentierungssystem (ICIS)
- Anlagenschutzsystem (PPS)
- Modulsteuerungssystem (MCS)
- Anlagensteuerungssystem (PCS)
- Strahlungsüberwachungssystem (RMS)
- allgemeine I&C-Strukturen, Systeme und Komponenten, die eingebettete digitale Geräte enthalten

**Schutzbedarfe und Sicherheitsmaßnahmen:**

- Zu Beginn des Lebenszyklus der Softwareentwicklung wird die Software eines digitalen Systems nach der SIL klassifiziert (Software Level Classification Procedure). Für IT-Systeme, die als SIL 4 eingestuft werden, muss die Softwareentwicklung den Anforderungen eines vorgegebenen Lebenszyklus der Softwareentwicklung folgen und alle Beschaffungsaktivitäten mit dem SDOE-Plan (secure development and operational environment) übereinstimmen /NDA 07/.
- Für die I&C-Systeme gibt es insgesamt 4 Sicherheitslevel (security level), wobei 4 die Stufe mit dem höchsten Schutzbedarf ist. Der Fernzugriff auf IT-Systeme mit dem Sicherheitslevel 4 (SIL 4) ist verboten. Das MPS ist dem Sicherheitslevel 4 zugeordnet /NDA 07/.
- Die Sicherheitsmaßnahmen an die Software betreffen den gesamten Software-Lebenszyklus (Konzepterstellung, Anforderungsphase, Designphase, Implementierungsphase, Testphase, Instandhaltung). Dabei wird beispielsweise auf unerwünschte, nicht-benötigte und undokumentierte Funktionalität (z.B. überflüssiger Code) verzichtet, es wird ein Cybersicherheitsplan erstellt, sowie Pläne und Verfahren zur Verwaltung der Systemkonfiguration erstellt, um eine sichere Betriebsumgebung zu schaffen /NDA 07/.
- Die Räume in denen sich ein MPS befindet, werden mit Sicherheitseinrichtungen vor unbefugtem Zugang geschützt. Die MPS-Division befindet sich in anderen Räumen und die Schränke der MPS sind mit unterschiedlichen Schlüsseln verschlossen. Während des Betriebs der Anlage sind routinemäßige geplanten Wartungsarbeiten auf jeweils eine Division und eine Gruppe beschränkt /NDA 07/.
- Der Fernzugriff auf das MPS ist verboten. Im MPS ist jedoch der direkte Zugriff auf die Ausrüstung des Sicherheitssystems zur administrativen Kontrolle erlaubt. Der Zugang zu geblockten Schutzkanäle und geblockten Schutzfunktionen ist nur unter der Kontrolle eines Administrators erlaubt /NDA 07/.
- Die Beaufsichtigung durch einen Administrator ist auch für den Zugang zu MWS (maintenance workstations), Testpunkte, die Einstellung von Sollwerten und Kalibrierung von Kanälen erforderlich. Zudem wird eine unbefugte Änderung an einem MPS-Sicherheitskanal, der Sicherheitsfunktionen ausführt, durch physische und softwaretechnische Kontrollen verhindert. Um die MWS vor Manipulation/Eingriffen anderer Systeme zu schützen, muss ihre Hardware physisch von anderen Geräten getrennt werden, wenn sie sich nicht in Gebrauch befindet. Für die Kommunikation der MWS muss die Hardware verbunden werden und der

---

betroffene Sicherheitskanal auf Bypass geschaltet werden, so dass er keine Sicherheitsfunktion mehr ausführen kann. Die Kommunikationsverbindung und der Bypass lösen einen Alarm auf der Warte aus /NDA 07/.

- Die Änderung der FPGA-Logik im MPS kann nur mit speziellen Werkzeugen und nur nach Entfernung des SFM erfolgen. Bestimmte MPS-Parameter, wie z. B. Sollwerte, können über die MWS während des Betriebs der Anlage angepasst werden, wenn das Gerät überbrückt ist oder wenn seine Sicherheitsfunktion nicht mehr betriebsbereit sein muss /NDA 07/.
- Ein nicht sicherheitsrelevantes MWS wird verwendet, um Änderungen an einstellbaren Parametern vorzunehmen. Hierzu wird ein MWS-Passwort benötigt /NDA 07/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das NuScale SMR-Konzept zeichnet sich durch seinen verhältnismäßig großen Fortschritt im Bereich der Realisierung im Vergleich zu anderen SMR-Konzepten aus. Obwohl explizite Sicherungsdokumente nicht veröffentlicht bzw. noch nicht erstellt sind, können jedoch zahlreiche Informationen aus den Sicherheitsbeschreibungen entnommen oder aufgrund von Plausibilität unterstellt werden.

In den einzelnen Reaktormodulen einer NuScale-Anlage werden Brennelemente mit konventionellen UO<sub>2</sub>-Pellets verwendet. Für die Lagerung frischer BEs bzw. Lagerung der abgebrannten BEs gibt es durch Wehre abgeschottete Bereiche des Reaktorbeckens. Das Vorhandensein von abgebrannten Brennelementen erfordert eine Einstufung in Sicherungskategorie II (ohne Freisetzungsbetrachtung) gemäß Tab. 1 /IAE 11/. Aus dieser Einstufung leiten sich entsprechende Sicherungsanforderungen und Maßnahmen gemäß /IAE 11/ ab, die ein Anlagenbetreiber erfüllen sollte.

### SMR-Standorteigenschaften

Viele Anforderungen und Maßnahmen gemäß /IAE 11/ sind eng mit den Räumlichkeiten bzw. Gegebenheiten eines Standortes verknüpft und können daher auch aus den Sicherheitsbeschreibung entnommen werden. NuScale gibt für seine Anlage das Vorhandensein eines geschützten Bereiches an, welcher sich innerhalb eines äußeren Geländes (Zutrittsbeschränkter Bereich) befindet, das mit einem Zaun umschlossen ist. Dieser wird als SOCA („security owner controlled area“) Zaun bezeichnet und erzeugt somit in seinem Inneren einen kontrollierten Bereich /NDA 01/. Der innerhalb gelegene, geschützte Bereich wird nochmals mit einer Doppelzaunanlage umschlossen /NDA 01/. Wenngleich die Benennung eines „inneren Bereichs“ in dem sich der Kernbrennstoff (KB) befinden sollte nicht definiert wird, so entspricht diese Aufteilung grundsätzlich den Vorgaben der IAEA /IAE 11/. Das Gelände des kontrollierten und des geschützten Bereichs (innerhalb SOCA-Zaun) weist eine Fläche von ca. 14 ha auf und zählt somit zu den größten SMR-Anlagenlayouts (Vgl. Abb. 2.1).

Der Zugang zu dem äußeren kontrollierten Bereich sowie anschließend zum geschützten Bereich soll über ein zentrales Straßensystem erfolgen, an dem sich Sicherungsgebäude befinden. Die Anzahl der Zugänge zum geschützten Bereich beschränkt sich damit auf diese Hauptzufahrt (Vgl. Abb. 2.1). Für die Kontrollen von Fahrzeugen ist eine separate Örtlichkeit ausgewiesen. Ob sich im geschützten Bereich eine Einrichtung mit

---

der Funktion einer Alarmzentrale befindet, geht nicht hervor, der Funktionsumfang der Sicherungsgebäude an der Hauptzufahrt (s.u.) legen hingegen eine vergleichbare Funktion einer Alarmzentrale nahe. Dieses Gebäude wäre dann im zutrittsbeschränkten Bereich lokalisiert. /IAE 11/ sieht das Vorhandensein einer zentralen Alarmierungszentrale vor, welche bei Kat. II und I Anlagen jedoch in dem geschützten Bereich verortet sein sollte.

Schließlich ist noch festzustellen, dass entlang der zentralen Zufahrt an den Sicherungsgebäuden ein Durchfahrschutz installiert werden soll /NDA 01/.

### **Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren**

Das Reaktorgebäude sowie das Hilfsanlagengebäude sollten Teil eines inneren Bereichs sein, der innerhalb des geschützten Bereichs lokalisiert ist /IAE 11/. Dieser innere Bereich ist besonders schützenswert, da in ihm mit radioaktiven Stoffen umgegangen wird bzw. diese gelagert sind. Dementsprechend sollten auch die Gebäude baulich besonders geschützt sein.

Beim NuScale SMR-Konzept wird für das Reaktorgebäude bzw. das Hilfsanlagengebäude eine Wanddicke von etwa 1,5 m bzw. 0,9 m (Stahlbeton) angegeben. Das Reaktorgebäude selbst besitzt die Widerstandsklasse I gegen Erdbeben und soll bei seiner Auslegung einem Flugzeugabsturz (jedoch unklar welches Flugzeug) widerstehen. Zu Türen, Fenstern und sonstigen Öffnungsverschlüssen werden keine Angaben gemacht.

Abgesehen von den Sicherungsaspekten aus /IAE 11/ können sonstige Anlageneigenschaften für eine Einschätzung zur Sicherung herangezogen werden. Die Anzahl der Barrieren um den Kernbrennstoff sind bereits in 3.3 beschrieben. Hierzu kann ergänzt werden, dass durch das Platzieren des Reaktorbeckens unterhalb der Geländeoberkante ein zusätzlicher Schutz gegen ein potenzielles Austreten des Wassers vorhanden ist und somit eine ausreichende Kühlung der Module gegeben erscheint.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

In den Sicherungsgebäuden an der Hauptzufahrt sollen die Funktionen der Zugangskontrolle (und Gepäckkontrolle) von Personen und Fahrzeugen als auch die Überwachung von Zugangs-, Detektions- und Alarmierungseinrichtungen erfolgen /NDA 01, /ARS 20/. Daraus leitet sich das Vorhandensein der entsprechenden Systeme ab. Auch wenn nicht

---

explizit erwähnt, ist auch die Möglichkeit des Absetzens eines Notrufes an Eingreifkräfte zu unterstellen, da die oben genannten Maßnahmen nicht abschließend konsequent Gegenmaßnahmen gegen SEWD ermöglichen könnten. Aufgrund der Größe der Anlage, auch in Bezug auf Personal vor Ort, sowie parallelen zu konventionellen Kernkraftwerken (KKW), erscheint es plausibel, dass ein digitales Zutrittskontrollsystem (ZKS) eingesetzt werden wird.

Der Übergang zum geschützten Bereich wird durch eine Doppelzaunanlage baulich abgegrenzt. Doppelzaunanlagen werden häufig auch bei konventionellen kerntechnischen Anlagen verwendet. Sie bieten ausreichend Optionen, um Detektions- und Verifikationseinrichtungen zu platzieren. Aufgrund einer entsprechenden Ausführung wäre eine Installation von Detektions- und Verifikationseinrichtungen zweckmäßig. Für Detektionseinrichtungen gibt NuScale den Nachweis in /NDA 01/. Da eine von Verifikationseinrichtungen (in der Praxis: Videoüberwachung) isolierte Detektion nur geringen Mehrwert liefert, erscheint auch das Vorhandensein von Verifikationseinrichtungen an dieser Doppelzaunanlage plausibel. Auch wenn ein Weg oder eine Straße hinter der Doppelzaunanlage nicht genannt wird (Vgl. Abb. 2.1) so sind ausreichend räumliche Kapazitäten gegeben, um dadurch Streifgänge des Sicherungspersonals zu ermöglichen.

Obwohl sich das Konzept von NuScale durch die neue Reaktortechnologie von konventionellen Kraftwerken wesentlich unterscheidet, deuten die vorliegenden Informationen zum geplanten Anlagengelände und den dort befindlichen Einrichtungen auf große Ähnlichkeiten zu konventionellen Anlagen hin. Daher erscheint es plausibel, dass auch bestehende Sicherungsmaßnahmen konventioneller Kraftwerke bei NuScale spätestens im Genehmigungsverfahren implementiert werden. Für den jetzigen Zeitpunkt bleibt festzuhalten, dass nicht zu allen Sicherungsmaßnahmen explizite Informationen vorliegen.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Aus den Angaben zu den Sicherungsgebäuden an der Hauptzufahrt mit den zugehörigen Funktionen der Zutrittskontrolle, etc. (s.o.) geht unmittelbar hervor, dass ein (permanenter) Wach-/Sicherungsdienst vor Ort angesiedelt ist. Zusätzlich zu den angesprochenen Sicherungsgebäuden an der Gelände zufahrt ist zusätzlich von einem Büro für den Sicherungsbeauftragten sowie von Übungsräumen im geschützten Bereich des Geländes die Rede, welches diesen Eindruck bestärkt /NUS 14/. Diese Räumlichkeiten ermöglichen dem Sicherungspersonal ein strukturiertes und bedarfsorientiertes Arbeiten und

---

lassen ein umfangreiches Aufgabenspektrum dieses Personals vermuten. Die Nennung eines Büros für den Sicherungsbeauftragten impliziert nicht nur seine Existenz, sondern damit auch eine Hierarchie innerhalb des Sicherungspersonals, welches der gängigen Praxis der Sicherung entspricht.

Auch wenn explizite Angaben zur Anzahl, Qualifikation, Zuverlässigkeit und sonstigen Aufgaben des Personals nicht gemacht werden, erscheint es aus den bisherigen Schilderungen zu den Aufgaben (an der Hauptzufahrt) sowie durch die verfügbaren Räumlichkeiten im geschützten Bereich plausibel, dass das Sicherungspersonal seine Aufgaben zweckmäßig erfüllen kann.

Aus der Unterlage /NDA 60/ „Security Plans“ geht hervor, dass für den im Jahr 2020 erfolgten Antrag auf Bauartzulassung solche Nachweise nicht zu erbringen sind, weshalb für den Maßnahmenkomplex der personell-organisatorischen Maßnahmen keine Inhalte durch NuScale erarbeitet wurden. Anhand der bisher sichtbaren Ähnlichkeiten zu konventionellen Kernkraftwerken erscheint es plausibel, dass detaillierte Angaben zu Aufgaben sowie zu Umfang und Qualifikation des Sicherungspersonals, als auch das Implementieren entsprechender schriftlich betrieblicher Regelungen zukünftig Berücksichtigung im NuScale SMR-Konzept finden werden.

### **Sonstige Sicherungsrelevante Aspekte**

Es wird angegeben, dass NuScale den "Security by Design" Ansatz verfolgt und, dass viele Attribute daraus den Diebstahl und die Verbreitung nuklearen Materials präventiv entgegenstehen. (/NSA20/ S.26). Dieser Hinweis bestätigt die bereits beschriebenen Ähnlichkeiten der im derzeitigen Stadium zu erkennenden Sicherungsmaßnahmen im Vergleich zu denen konventioneller Kernkraftwerke. Sofern das Konzept im Genehmigungsverfahren weiter voranschreitet, sollten vermehrt Details zur Sicherung erkennbar werden.

Für den Brennstoffwechsel wird der biologische Schild über dem jeweiligen Modul entfernt (sie können übereinander gestapelt werden). Zum Brennelementwechsel wird das entsprechende Reaktormodul nach vorheriger Isolation und dem Entfernen der Anschlussleitungen aus seiner Betriebsposition im Reaktorschott auf den Wartungsplatz im BE-Wechselbecken (refueling pool, RFP, vgl. Abb. 2.2/Abb. 2.3) transportiert. Dort werden SHB und RDB geöffnet und der BE-Wechsel durchgeführt.

Ein SMR-Modul ist auf eine Betriebszeit von 60 Jahren ausgelegt. Ein BE-Wechsel soll in einem 18-monatigen Zyklus erfolgen. Somit ergeben sich 40 Brennelementwechsel für ein einzelnes SMR-Modul, für eine Anlage mit mehreren Modulen ergäben sich noch mehr BE-Wechsel. Während eines BE-Wechsels ist die Anzahl an Barrieren um den Kernbrennstoff reduziert, weshalb aus Sicht der Sicherung zusätzliche Ersatzmaßnahmen erforderlich sind.

Zu den aktivitätsführenden Bereichen zählen das Reaktorgebäude, genauer gesagt das Reaktorbecken in dem sich die Module, abgebrannte und frische Brennelemente befinden. Außerdem soll es ein Gebäude für radioaktive Abfälle geben. Dort werden abgebrannte Brennelemente nach dem Abklingen im Reaktorbecken zwischengelagert. Dieses Lagergebäude zählt somit ebenfalls zu den aktivitätsführenden Bereichen /NDA 01/.

Die NuScale Anlage besitzt keine Wechselstromnotversorgung, lediglich eine Batteriegepufferte Gleichstromversorgung. Ob damit auch Sicherungseinrichtungen versorgt werden können oder sollen, wird nicht genannt.

## 6 Stand der Realisierung

Im Januar 2017 war NuScale Power das erste Unternehmen, welches bei der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC einen Antrag auf Bauartzulassung (Design Certification Application (DCA)) für einen SMR gestellt hat. Die Antragsunterlagen sind vollumfänglich inklusive aller Revisionen auf der [Website der US-NRC](#) einsehbar. Die Bewertung des Reaktorkonzeptes startete im April 2017. Am 11. September 2020 erteilte die US-NRC die generelle Bauartzulassung (Standard Design Approval) zusammen mit dem „Final Safety Evaluation Report“ /FSE 20/. Am 19. Januar 2023 veröffentlichte die NRC im Federal Register die endgültige Regelung zur Design Certification, die das kleine modulare Reaktordesign von NuScale für den Einsatz in den Vereinigten Staaten zertifiziert. Am 21. Februar 2023 trat sie in Kraft. /ANS 23/

Zurzeit strebt NuScale Power die Genehmigung einer Reaktorvariante mit gesteigerter Leistung (77 MW<sub>e</sub>(brutto)) in den Varianten von 12-Modul (924 MW<sub>e</sub>), 6-Modul (462 MW<sub>e</sub>) und 4-Modul (308 MW<sub>e</sub>) Anlagen an. Das Unternehmen hat Ende Dezember 2022 die Unterlagen für das Standard Design Approval eingereicht. Im März 2023 begann die NRC mit der Prüfung der Unterlagen und nahm den Antrag zur Überprüfung im August 2023 offiziell an /NUS 23/.

Die Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS) plant im Rahmen ihres Carbon Free Power Project (CFPP) auf dem Gelände des Idaho National Laboratory (INL) eine First-Of-A-Kind (FOAK) NuScale-Anlage mit sechs Modulen (à 77 MW<sub>e</sub>) und einer Leistung von 462 MW<sub>e</sub> zu bauen und 2029 mit dem ersten Reaktormodul den kommerziellen Betrieb aufzunehmen /UAM 20/. Hierfür soll im Januar 2024 eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung beantragt werden. Im Rahmen des CFPP sollen auch der Lastfolgebetrieb und die Kombination mit erneuerbaren Energiequellen erprobt werden.

In den USA plant darüber hinaus Standard Power, ein Unternehmen, das IT-Infrastruktur in Ohio und Pennsylvania für Kunden zur Datenverarbeitung zur Verfügung stellt, seine Rechenzentren mit Hilfe von VOYGR-Anlagen mit Strom zu versorgen. Insgesamt sieht Standard Power dafür 24 Einheiten des 77 MW<sub>e</sub> Reaktormoduls vor. /WNN 23a/

Darüber hinaus befindet sich NuScale Power auch mit weiteren Unternehmen im Gespräch, um NuScale Reaktoren auch anderenorts zu realisieren. So unterzeichneten NuScale Power und Fermi Energia, ein estnisches Unternehmen zur Förderung und Evaluation eines Kernenergieeinsatzes in Estland, ein Memorandum of Understanding

(MoU), bei dem der Energieversorger verschiedene „clean energy power sources“ für den Einsatz in Estland prüft /EST 22/. Auch mit dem tschechischen Energieversorger ČEZ wurde ein MoU zu einer möglichen NuScale-Realisierung unterzeichnet /WNN 19/.

Darüber hinaus laufen Gespräche mit dem polnischen Kupfer- und Silberproduzenten KGHM /WNN 22/, sowie Energieversorgern in Rumänien /WNN 22a/. Die Gespräche mündeten im September 2022 in ein nicht-bindendes MoU zwischen Polen und Rumänien mit einer Laufzeit von 36 Monaten, in dessen Rahmen ein Informationsaustausch in den Bereichen Technik, Wirtschaft, Recht, Finanzen und Organisation in der Entwicklung von SMR-Projekten in Polen und Rumänien /WNN 22b/. Als Standort für den Bau der VOYGR-Anlage in Rumänien wird Doicesti favorisiert, wo sich zurzeit noch ein Kohlekraftwerk befindet. Für dieses Projekt wird aktuell die erste Phase einer Front-End-Engineering und Design Studie durchgeführt. Durch die rumänische Aufsichtsbehörde CNCAN wurde das sogenannte Licensing Basis Document (LBD) geprüft, in dem dargelegt wird, wie das Referenzdesign von NuScale die geltenden nuklearen Sicherheitsvorschriften und anzuwendende Codes und Standards erfüllt. Ende September 2023 bestätigte die CNCAN die Übereinstimmung mit dem nationalen Regelwerk. Damit wird es nun ermöglicht, zur zweiten Phase des Front-End-Engineering und Design voranzuschreiten. /TDB 23/

In Großbritannien hatte sich NuScale an einem Wettbewerb um eine finanzielle Förderung der Regierung für SMR-Entwicklungen beworben. In der ersten Stufe des Auswahlverfahrens wurden NuScale mit dem VOYGR-Konzept sowie fünf weitere SMR-Anbieter vorausgewählt. In der nächsten Runde des Wettbewerbs können diese sich um die ausgelobten Förderverträge bewerben. Die endgültige Entscheidung über deren Vergabe soll im Frühjahr 2024 getroffen werden. Hinter dem Wettbewerb steht die Absicht, auch SMR zu nutzen, um die britische Kernkraftwerksflotte zu erneuern und auszubauen. /WNN 23/

## 7 Quellen

- /ANS 23/ American Nuclear Society, Nuclear Newswire: Final rule certifying NuScale SMR design published, 20.01.2023, online: [Final rule certifying NuScale SMR design published -- ANS / Nuclear Newswire](#), Zugriff: 23.10.2023.
- /ARS 20/ Status Report – NuScale SMR (NuScale Power, LLC), United States of America, IAEA, 28.05.2020, <https://aris.iaea.org/sites/SMR.html>
- /EST 22/ NuScale Power and Fermi Energia Sign MOU to Explore Advanced Nuclear Application in Estonia, NuScale Press Release, 25.08.2022, <https://newsroom.nuscalepower.com/press-releases/news-details/2022/NuScale-Power-and-Fermi-Energia-Sign-MOU-to-Explore-Advanced-Nuclear-Application-in-Estonia/default.aspx>, Zugriff: 20.09.2022
- /FSE 20/ US-NRC, NuScale DC Final Safety Evaluation Report (Complete with Appendices), ML20023A318, <https://www.nrc.gov/docs/ML2002/ML20023A318.html>, Zugriff: 5.9.2022
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 20/ International Atom Energy Agency, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, Vienna, 2020
- /NDA 01/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 1: Introduction and General Description of the Plant, Rev. 5, July 2020.
- /NDA03/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 3: Design of Structures, Systems, Components and Equipment, Rev. 5, July 2020.
- /NDA 04/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 4: Reactor, Rev. 5, July 2020.

- 
- /NDA 06/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 6: Engineered Safety Features, Rev. 5, July 2020.
- /NDA 07/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 7: Instrumentation and Controls, Rev. 5, July 2020.
- /NDA 08/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 8: Electric Power, Rev. 5, July 2020.
- /NDA 10/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 10: Steam and Power Conversion System, Rev. 5, July 2020.
- /NDA 15/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 15: Transient and Accident Analyses, Rev. 5, July 2020.
- /NDA 19/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter 19: PSA and Severe Accident Evaluation, Rev. 5, July 2020.
- /NDA 30/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 3, Applicant's Environmental Report – Standard Design Certification, Rev. 5, July 2020.
- /NDA 60/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 6, Withheld Information, Rev. 5, July 2020.
- /NUS 11/ Reyes, J., Overview of NuScale Technology, Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment, IAEA, Dezember 2011
- /NUS 14/ NuScale Power, NuScale Plant Design Overview, RP-1114-9375, Rev.0, 07.11.2014
- /NUS 19/ NuScale Power, NuScale Concept of Operations, RP-0215-10815, Rev. 3, 10.05.2019
- /NUS 20/ NuScale Power, NuScale Control Room Staffing Plan TR-0420-69456, Rev.0, 11.06.2020
- /NUS 23/ NuScale Power: U.S. Nuclear Regulatory Commission Accepts NuScale Power's Standard Design Approval Application, 01.08.2023, online: [U.S.](#)

---

Nuclear Regulatory Commission Accepts NuScale Power's Standard Design Approval Application | NuScale Power, Zugriff: 23.10.2023.

- /REY 12/ Reys, José N.: NuScale Plant Safety in Response to Extreme Events, Nuclear Technology 178 (2), S.153-163,  
<https://www.tandfonline.com/doi/abs/10.13182/NT12-A13556>, Zugriff: 5.9.2022
- /SCT 20/ Schmidt, H., Konzeptbeschreibung NuScale, Technical Note, GRS-V-4717R01520 - 2/2020, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, März 2020.
- /TDB 23/ The Diplomat Bucharest, Barac, P.: CNCAN approves the Licensing Basis Document (LBD) for the NuScale small modular reactor powerplant with a gross installed power of 462 MW<sub>e</sub>, 29.09.2023, online: CNCAN approves the Licensing Basis Document (LBD) for the NuScale small modular reactor powerplant with a gross installed power of 462 MWe – The Diplomat Bucharest, Zugriff: 24.10.2023.
- /UAM 20/ Utah Associated Municipal Power Systems, CFPP-Website, <https://www.uamps.com/Carbon-Free>, Zugriff: 5.9.2022
- /WNN 19/ World nuclear news: ČEZ and NuScale to explore Czech SMR deployment, 26.09.2019, online: ČEZ and NuScale to explore Czech SMR deployment : Corporate - World Nuclear News (world-nuclear-news.org), Zugriff: 24.10.2023.
- /WNN 22/ NuScale, KGHM agree to deploy SMRs in Poland, World Nuclear News, 14.02.2022, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/NuScale%2c-KGHM-agree-to-deploy-SMRs-in-Poland>
- /WNN 22a/ Nuclearelectrica and NuScale sign MoU, site chosen for SMR, World Nuclear News, 24.05.2022, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Nucalelectrica-and-NuScale-sign-MoU,-site-chosen>
- /WNN 22b/ Romanian-Polish cooperation on NuScale SMR deployment, World Nuclear News, 7. September 2022, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Romanian-Polish-cooperation-on-NuScale-SMR-deploym>

- 
- /WNN 23/ World nuclear news: UK SMR selection contest: Six companies into next stage, 02.10.2023, online: [UK SMR selection contest: Six companies into next stage : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.
- /WNN 23a/ World nuclear news: US computing infrastructure provider announces SMR plans, 09.10.2023, online: [US computing infrastructure provider announces SMR plans : Corporate - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.

## Abkürzungsverzeichnis

AAPS	Auxiliary AC Power Source
AC	Wechselstrom
AOO	Anticipated Operational Occurrence
ARIS	Advanced Reactor Information System
ATWS	Anticipated Transient Without SCRAM
BE	Brennelement
BDG	Backup Diesel Generator
BPSS	Backup Power Supply System
CCF	Common Cause Failure
CFPP	Carbon Free Power Project
COL	Combined License
CRS	Control Room Supervisor
DC	Gleichstrom
DCA	Design Certification Application
DE	Dampferzeuger
DHRS	Decay Heat Removal System
ECCS	Emergency Core Cooling System
EDNS	normales DC-Netz
EDSS	hochzuverlässiges DC-Netz
EHVS	Hoch-Wechselspannungsverteilungssystem
ELVS	Niedrig-Wechselspannungsverteilungssystem
EMVS	Mittel-Wechselspannungsverteilungssystem
ESFAS	Engineered Safety Features Actuation System
FOAK	First of A Kind
FPGA	Field-programmable Gate Array

---

FWIS	Feedwater Isolation Valve
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
HIPS	Highly Integrated Protection System
HSI	Human-System Interface
HWM	Hard-Wired Module
I&C	Instrumentation and Control
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICIS	In-Core Instrumentation System
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers
IHA	Important Human Interaction
INL	Idaho National Laboratory
iPWR	integral Pressurized Water Reactor
IT	Informationstechnik
KB	Kernbrennstoff
KKW	Kernkraftwerk
LEU	Low Enriched Uranium
LOCA	Loss of Coolant Accident
MCR	Main Control Room
MoU	Memorandum of Understanding
MPS	Module Protection System
MSIV	Main Steam Isolation Valve
MWS	Maintenance Workstation
NMS	Neutron Monitoring System
NPM	NuScale Power Module
NRC	Nuclear Regulatory Commission
PAM	Post Accident Monitoring System
PPS	Plant Protection System
PSA	Probabilistic Safety Assessment
QS	Qualitätssicherheit
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RFP	Refueling Pool
RO	Reactor Operator
RPCS	Reactor Pool Cooling System
RRV	Reactor Recirculation Valve
RSS	Remote Shutdown Station

RTS	Reactor Trip System
RVV	Reactor Vent Valve
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SBM	Scheduling and Bypass Module
SBO	Station Blackout
SCRAM	Safety Control Rod Axe Man
SDOE	Secure Development and Operation Environment
SEWD	Sonstige Einwirkungen Dritter
SFM	Sicherheitsfunktionsmodul
SFPS	Spent Fuel Pool Cooling System
SHB	Sicherheitsbehälter
SIL	Software Level Classification Procedure
SM	Shift Manager
SMR	Small Modular Reactor
SOCA	Security Owner Controlled Area
SRO	Senior Reactor Operator
STA	Shift Technical Advisor
UHS	Ultimate Heat Sink
US	United States (of America)
ZKS	Zutrittskontrollsysteem

## A.11 SMR-Steckbrief: „NUWARD“

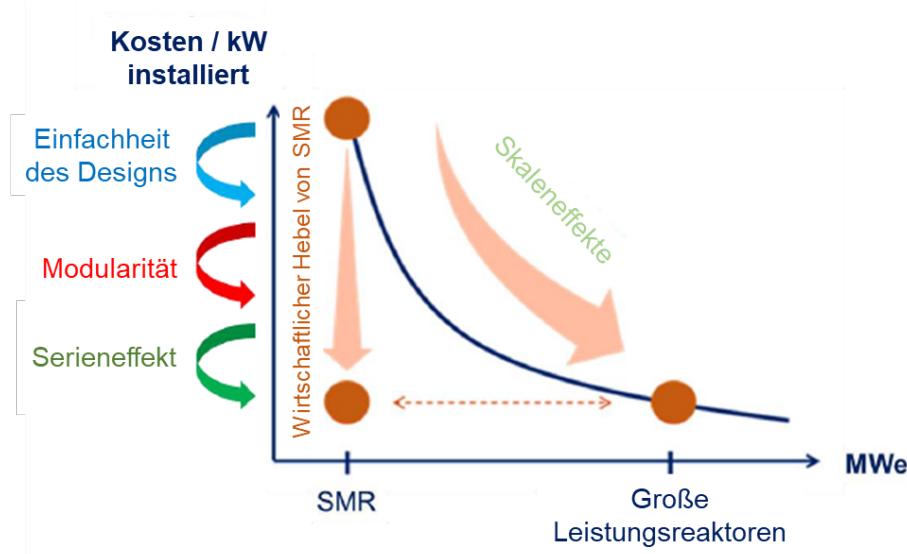
### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Bei NUWARD handelt es sich um einen integralen Druckwasserreaktor der Generation III+, der mit zwei Reaktormodulen je Anlage eine Gesamtleistung von 1.080 MW<sub>th</sub>/340 MW<sub>e</sub> generiert. Später seien auch Anlagen mit bis zu sechs Reaktormodulen denkbar. Diese Konzeptbeschreibung beschäftigt sich jedoch ausschließlich mit der 2-Modul-Anlage. Nach Herstellerangaben profitiert NUWARD aus über 50 Jahren Erfahrung in der Druckwasserreaktorentwicklung und über 2.000 Reaktorjahren Betriebserfahrung. Innovationen des Konzepts stellen nach Herstellerangaben das kompakte, integrale Design mit Flexibilität in Bau und Betrieb sowie einem innovativen Sicherheitsansatz auf hohem technischem Stand dar.

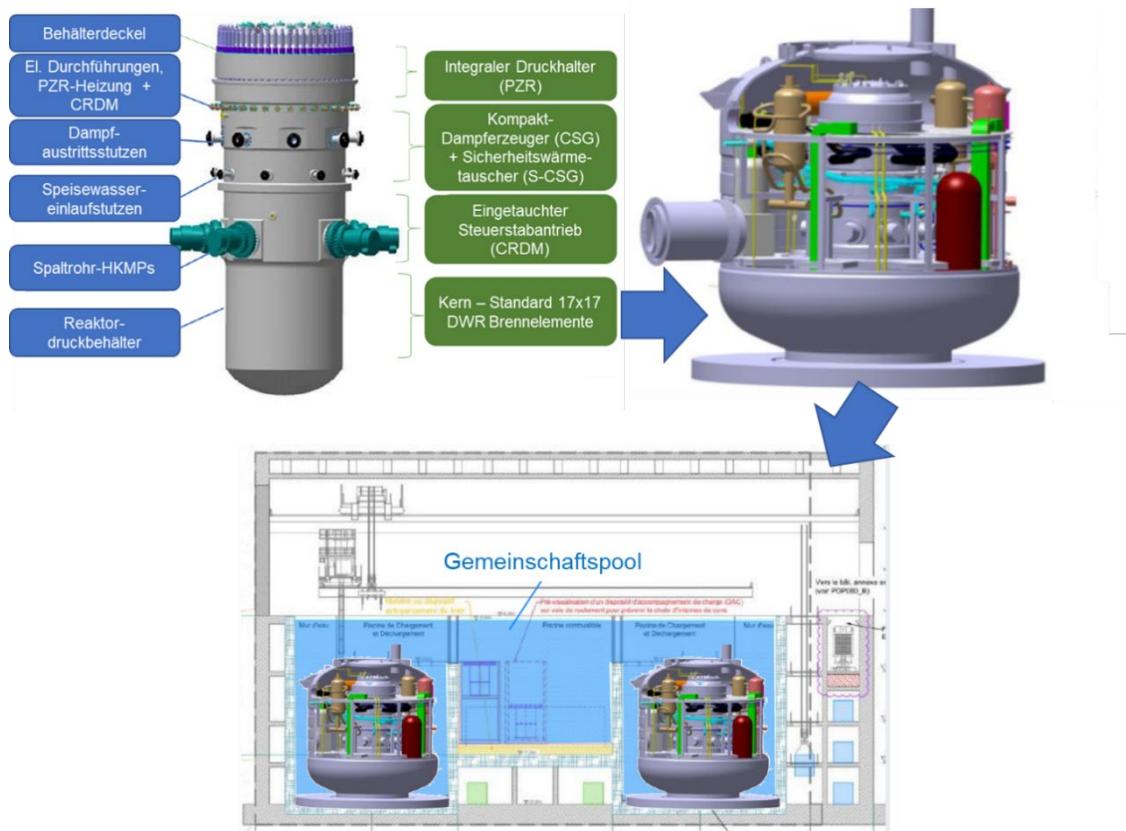
Besonderes Augenmerk legte das Entwicklerkonsortium auf die Kostensenkung bezogen auf die Kosten/kW installierter Leistung. Die Wirtschaftlichkeit von NUWARD wird, wie bei allen SMR-Entwicklungen, über die Kombination der Einfachheit des Designs, der Modularität der Anlagen sowie den Effekten bei der fabrikbasierten Serienfertigung identischer Reaktormodule und -bauteile erreicht. Auf Grund dieser Faktoren möchte EDF mit NUWARD die Kosten pro produzierter Energiemenge reduzieren, vgl. Abb. 2.1.



**Abb. 2.1** Kostenreduktion bei der Entwicklung von NUWARD /NUW 20/

Der NUWARD™ SMR verortet als integrales Druckwasserreaktordesign den gesamten Primärkreis (NSSS, Nuclear Steam Supply System) innerhalb des Reaktordruckbehälters (RDB). Dazu zählen neben dem Kern auch die Dampferzeuger, Steuerstäbe, Antriebe sowie

der Druckhalter. Der RDB misst dabei eine Höhe von 15 m bei einem Durchmesser von 5 m. Der Druckbehälter befindet sich innerhalb eines Stahlcontainments, das innerhalb eines Wasserbeckens steht. Dadurch lasse sich eine Fabrikfertigung der meisten Komponenten realisieren, wodurch sich die Bauzeit und mögliche Verzögerungen am Anlagenstandort verkleinern lassen. Das Anlagendesign beherrscht alle Auslegungsstörfälle (DBC, Design Basis Conditions) mit Hilfe passiver Systeme und eliminiert somit die Notwendigkeit einer externen Notstromversorgung. Das den Sicherheitsbehälter umgebende Wasserbecken steht als ultimative Wärmesenke (UHS, Ultimate Heat Sink) für mindestens drei Tage zur Verfügung /SMR 22/. In Abb. 2.2 ist der Aufbau eines NUWARD Reaktordruckbehälters inklusive der wichtigsten Komponenten sowie dessen Verortung innerhalb des Sicherheitsbehälters und schließlich im Reaktorpool dargestellt. Eine Zusammenfassung der Betriebsparameter findet sich in Tab. 2.1.



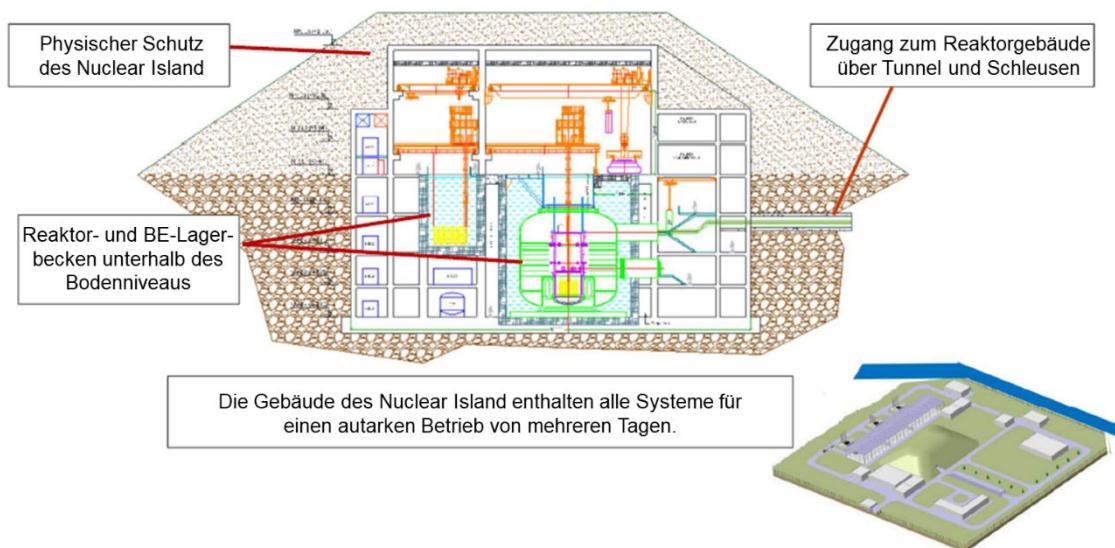
**Abb. 2.2** Darstellung des Reaktor- und Anlagenaufbaus von NUWARD  
zusammengestellt aus /NUW 20/

## 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Das Nuclear Island (NI) einer NUWARD-Anlage kann innerhalb eines gemeinsamen Reaktor pools (UHS) zwei Reaktormodule beherbergen. Darüber hinaus befindet sich

innerhalb des NI auch das gemeinsame Brennelementlagerbecken zwischen den beiden Modulen. Das gesamte NI ist bis zur Höhe des Wasserpools unterirdisch angeordnet und durch einen Erdwall überdeckt, um den physischen Schutz der Gesamtanlage zu erhöhen (Abb. 2.3). Zur Gewährleistung eines sicheren passiven Anlagenbetriebs sind keinerlei Systeme oder Ressourcen außerhalb des NI für einen Zeitraum von mindestens drei Tagen notwendig. Der Platzbedarf des NI wird mit 3.500 m<sup>2</sup> beziffert.

NUWARD-Anlagen sind nach Herstellerangaben insbesondere für Küsten- und Flussstandorte geeignet, die Anlagenkühlung erfolgt über eine konventionelle Kondensatorkühlung im offenen Kreislauf. Für Standorte im Inland soll optional eine Trockenkühlung eingesetzt werden.



**Abb. 2.3** Unterirdisch angeordnetes Nuclear Island und Erdüberdeckung /CHE 20/

Während des Anlagenbetriebs wird eine adäquate Wasserversorgung für die Befüllung und Auffüllen der verschiedenen Tanks und Wasserkreisläufe sowie des UHS Pools („water-wall“) benötigt. Auch die balance-of-plant-Systeme (konventionelle Anlagenteile) sind auf eine kontinuierliche Wasserversorgung angewiesen, etwa um das verdunstende Kühlwasser der konventionellen offenen Kühlkreisläufe zu ersetzen.

Der NUWARD-SMR ist an die Anforderungen des europäischen Verbundnetzes (ENTSO-E, European Network of Transmission System Operators for Electricity) angepasst und liefert typischerweise Elektrizität der Spannung 225 kV und 400 kV mit einer Frequenz von 50 Hz. Die Adaption an andere Netzanforderungen (etwa 60 Hz) ist jedoch ebenfalls möglich.

Die Gesamtanlage aus zwei unabhängigen Reaktormodulen liefert eine maximal elektrische Leistung von 340 MW<sub>e</sub> unter Vollast, also 2 x 170 MW<sub>e</sub> (2 x 540 MW<sub>t</sub>). Lastfolgebetrieb oder

der Vollastbetrieb nur eines Moduls ist ebenfalls möglich. Die Designlebensdauer wurde vom Hersteller auf 60 Jahre beziffert. Während des Anlagenbetriebs wird eine NUWARD-Anlage von 56 Personen betrieben, in Wartungsphasen verringert sich das Personal auf 50 Personen /ARS 19/. Die Notfallplanungszone (EPZ, Emergency Planning Zone) beziffert der Hersteller auf die Größe des Anlagengeländes /ARS 19/.

**Tab. 2.1** Betriebsparameter des NUWARD SMR /ARS 19/,/SMR 22/

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Integraler DWR
Thermische/elektrische Leistung	2 x 540 MW <sub>t</sub> /2 x 170 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	60 Jahre
Primärkühlmittel/Moderator	H <sub>2</sub> O/H <sub>2</sub> O nicht boriert
Kühlmittelumwälzung	6 Hauptkühlmittelpumpen (horizontale Spaltrohrpumpen)
Primärkreisdruck	15 MPa
RDB Durchmesser/Höhe	15 m/5 m
Sicherheitsbehälter	Nahezu runder Stahlbehälter, trocken, eingelassen in einen unterirdischen gemeinsamen Wasserpool
Reaktorkern	76 verkürzte Standard-Brennelemente in 17 x 17 Konfiguration, Zr-Hüllrohre
Brennstoff	UO <sub>2</sub> -Brennstoff
Anreicherung	Verschiedene Anreicherungen < 5% <sup>235</sup> U
Reaktivitätskontrolle	fest integrierte Absorberstäbe, Steuerstäbe (von oben in den Kern)
Neutronengift (Überschussreaktivität)	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
Temperatur Kerneintritt/Kernaustritt	280 °C/307 °C
Revisionszyklus	24 Monate Dauer der Revision 15 Tage je Modul
Personalbedarf Betrieb/Revision	56/50
Dampferzeuger Typ/Anzahl	Durchlauf-Dampferzeuger (Plattenwärmetauscher)/6 + 2 Sicherheitsdampferzeuger
Betriebsart der Dampferzeuger	Gegenstrom
Sekundärkühlmittel	H <sub>2</sub> O
Sekundärkreisdruck	4,5 MPa
Flächenbedarf	3.500 m <sup>2</sup>
Notfallplanungszone	Anlagengelände (3.500 m <sup>2</sup> )
Bemessungserdbeben	0,3 g

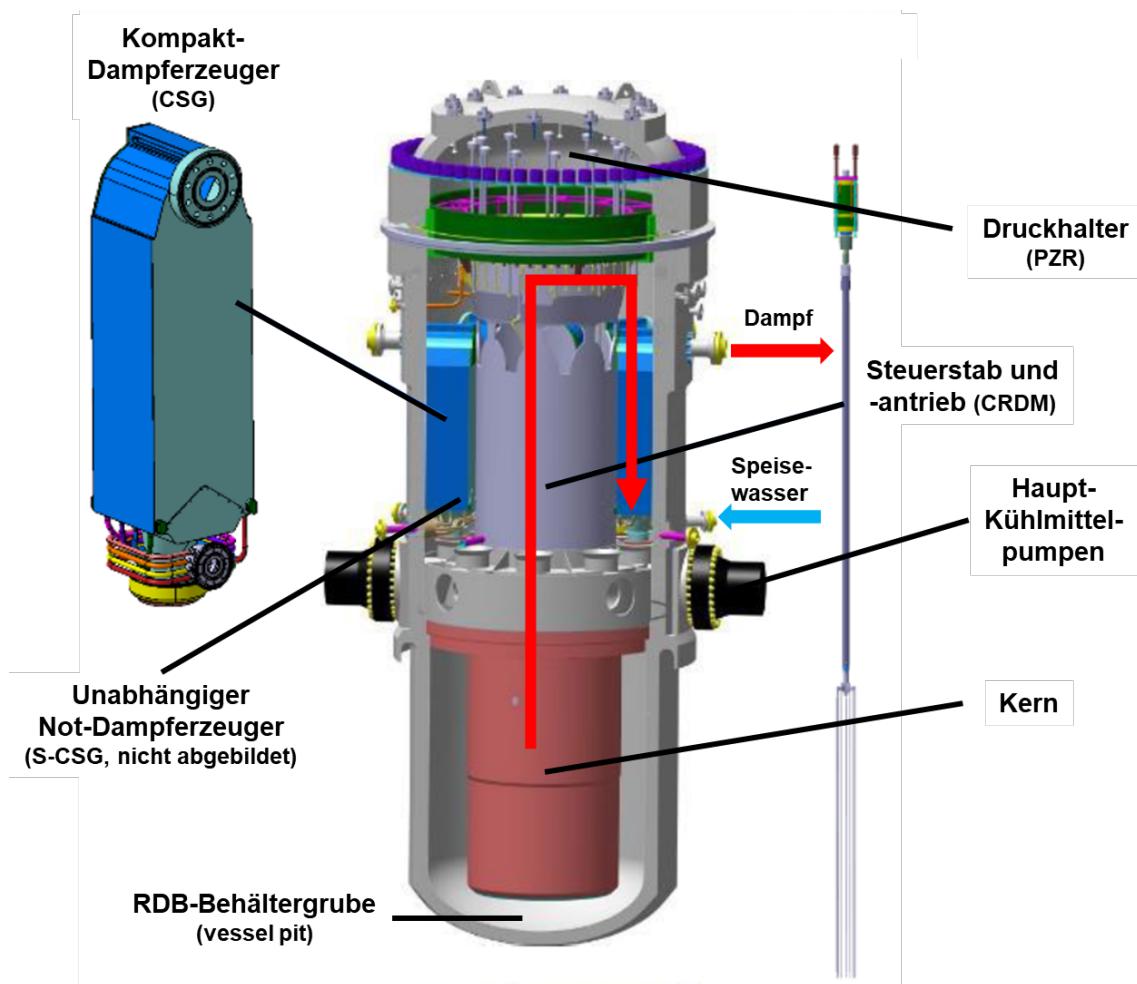
Eigenschaft	Wert
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	10 Jahre Vollastbetrieb (erweiterbar auf 20 Jahre Vollastbetrieb)
Not-/Nachkühlsysteme	2 x 100 % passive Systeme
Not-Wechselstromversorgung	Nicht vorgesehen
Not-Gleichstromversorgung	Leittechnik-Versorgung für mehrere Tage
Kernschadenshäufigkeit	< 1 x 10 <sup>-5</sup> /Jahr
SAMG für Kern/SHB	In-Vessel-Melt-Retention/N <sub>2</sub> -Injektion, Fluten der Reaktorgrube

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

### Reaktordruckbehälter und -Einbauten

Der Reaktordruckbehälter hat die Abmessungen 15 x 5 m und wiegt 310 t. Er schließt den Primärkreis ein, welcher mit einem Betriebsdruck von 15 MPa betrieben wird und das Primärkühlmittel mit einer 27 °C-Aufheizspanne von 280 °C auf 307 °C aufheizt. Der RDB sowie dessen Einbauten wurden auf eine verbesserte Fabrikfertigung optimiert, wodurch die Bauzeit am Anlagenstandort reduziert wird. Besondere Anstrengungen wurden darüber hinaus unternommen, um die an den RDB angeschlossenen Rohrleitungen zu reduzieren. Die maximale LOCA-Größe wurde auf einen Durchmesser von 30 mm begrenzt.

Der Reaktordruckbehälter mit den wichtigsten Komponenten ist in Abb. 2.4 dargestellt, auch der Kühlmittelfluss ist schematisch erkennbar. Nach Brennstoffmatrix und -Hüllrohr bildet der Reaktordruckbehälter die zweite Barriere zur Spaltproduktrückhaltung. Der Primärkreis, NSSS, ist integral vollständig im Reaktordruckbehälter angesiedelt. Dazu gehören der Reaktorkern, sechs Hauptkühlmittelpumpen, der Druckhalter, sechs Dampferzeuger und zwei passiv arbeitende Sicherheits-Dampferzeuger, Steuerstäbe und deren Antriebe. Als Primärkühlmittel und Moderator wird nicht-boriertes Leichtwasser verwendet.



**Abb. 2.4** Layout des Reaktordruckbehälters /NUW 20/

Die sechs Hauptkühlmittelpumpen sind als Spaltrohrpumpen ausgeführt und horizontal unterhalb der Dampferzeuger im kalten Strang verortet.

### Reaktorkern und Brennelemente

Der Reaktorkern wird aus 76 verkürzten Standard-Brennelementen (Anreicherung < 5%  $^{235}\text{U}$ ) in 17 x 17-Konfiguration zusammengesetzt, die von den Firmen Orano und Framatome geliefert werden /LUN 21/. Auf Grund der vorgesehenen Betriebsweise ohne Bor im Kühlmittel werden unterschiedliche Anreicherungsgrade und abbrennbare Neutronengifte im Kern eingesetzt. Ein Brennstoffzyklus wird mit 24 Monaten angegeben, gefolgt von einer 15-tägigen Revision, während der die Hälfte des Kerns durch frischen Brennstoff ersetzt wird. Das Standard-Design der NUWARD-Anlage bietet eine BE-Lagerkapazität für den 10-jährigen Anlagenbetrieb, eine Erhöhung der Kapazität für einen Anlagenbetrieb von 20 Jahren ist ebenfalls möglich. Weitere Optionen für den Brennstoffkreislauf werden, basierend auf den branchenüblichen Verfahren und Entwicklungen, derzeit überprüft. Das Auslegungsziel des Lebensdauer-Kapazitätsfaktors des Herstellers beträgt 90 %.

## Dampferzeuger und Druckhalter

NUWARD setzt sechs Durchlauf-Dampferzeuger ein, die vom Plattenwärmetauscher-Konzept abgeleitet wurden. Spezifische Weiterentwicklungen erfolgten insbesondere in Bezug auf Konstruktions- und Fertigungsverfahren für nukleare Anwendungen. Auf Grund der – bezogen auf die Größe – sehr hohen Wärmestromdichte dieser Technologie lässt sich durch den Einsatz von insgesamt sechs CSGs (Compact Steam Generator) die Größe und im Besonderen die Höhe des Reaktordruckbehälters weiter reduzieren.

Neben den sechs Dampferzeugern sind zwei Sicherheits-Dampferzeuger S-CSG (Safety Steam Generator) vorhanden, siehe Kapitel 3.2.

Der Druckhalter ist im oberen Bereich des RDB ebenfalls integral ausgeführt. Durch sein großes Volumen bietet er Spielraum sowohl für den Normalbetrieb als auch für auftretende Betriebstransienten.

## Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter schließt den Reaktordruckbehälter sowie sicherheitstechnisch wichtige Systeme ein und dient als dritte Barriere zur Spaltproduktrückhaltung. Der Sicherheitsbehälter ist in acht Sektionen aufgeteilt. Wichtigstes integriertes System ist das passive Kühlungssystem RRP (Système de refroidissement passif, Abb. 3.1, Kapitel 3.2). Die beiden Sicherheitsbehälter einer Anlage sind in einem gemeinsamen Wasserpool aufgestellt, der als Wasservorlage für das RRP dient und damit letztlich als ultimative Wärmesenke. Der erreichbare Spitzendruck innerhalb des Sicherheitsbehälters wird einerseits durch den minimierten LOCA-Querschnitt, andererseits durch die Außenkühlung des Sicherheitsbehälters durch den UHS-Pool reduziert. Zur Verringerung des Risikos von Wasserstoffexplosionen sind innerhalb des Sicherheitsbehälters Wasserstoff-Rekombinatoren angebracht. Die Containment-Sicherheitsventile sind als D-passive Sicherheitseinrichtungen nach IAEA-Klassifikation, das Containment Wärmeabfuhrsystem als System der Kategorie A klassifiziert /TEC 91/.

## 2.3 Sekundärkreis

Der Sekundärkreis ist für jedes Reaktormodul vollständig eigenständig ausgelegt, jedem Reaktormodul ist eine separate Turbine sowie ein separater Generator zugeordnet. Dadurch lässt sich bei Nichtverfügbarkeit eines Moduls der Eigenbedarf der Anlage ( $< 30 \text{ MW}_e$ ) durch das jeweils andere Modul bereitstellen. Die Komponenten des Sekundärkreislaufs sind aus handelsüblichen Komponenten auf der Grundlage der Nutzung überhitzten Dampfes konzipiert.

### 3 Auslegung

Das NUWARD Reaktorkonzept mit seinen Sicherheitseinrichtungen ist für die drei folgenden Zustände ausgelegt:

- Passive Beherrschung sämtlicher Auslegungsstörfälle (DBC) ohne die Notwendigkeit eines Operator-Eingriffs, der Bereitstellung einer externen Wärmesenke, Borsäureeinspeisung oder die Anbindung an eine externe Stromversorgung für die Dauer von mindestens drei Tagen.
- Aktives Management von DEC-A Unfällen (Design-extension conditions ohne Kernschaden) durch einfache Diagnose und Implementierung diversitärer Sicherheitssysteme.
- Passives Management von DEC-B Unfällen (Design-extension conditions mit Kernschaden) durch Schmelzerückhaltung (IVR, in-vessel retention).

Der Sicherheitsansatz basiert dabei auf den nachfolgend inhärenten Eigenschaften des SMR-Designs, was nur minimale Eingriffe des Wartenpersonals erfordert:

- Das vergleichsweise große Kühlmittelinvantart [kg/MW<sub>th</sub>] schafft eine gewisse Resistenz gegen Leistungstransienten.
- Durch das integrale Design des Reaktorkühlkreislaufs (Primärkreislauf) wird der maximal mögliche LOCA-Querschnitt auf 30 mm verringert, was größere Zeitfenster für Gegenmaßnahmen eröffnet.
- Durch integral verbaute Steuerstabbantriebe (CRDM) wird die Gefahr eines Stabauswurfs abgewendet.
- Der borfreie Reaktor-Normalbetrieb inklusive aller Auslegungsstörfälle (DBCs) sorgt für eine große und dauerhaften Moderator-Wirkung, die Borverdünnung und damit die Notwendigkeit zum Nachborieren bleibt ebenfalls aus.
- Der metallische, in ein Wasserbecken eingetauchte Sicherheitsbehälter sorgt für eine passive Wärmeabfuhr für mehrere Tage.
- Ein kleiner Kern innerhalb eines großen Reaktordruckbehälters vergrößert die Erfolgsaussichten einer wirksamen Schmelzerückhaltung (IVR) im Rahmen von DEC-B Ereignissen.

### 3.1 Reaktivitätskontrolle

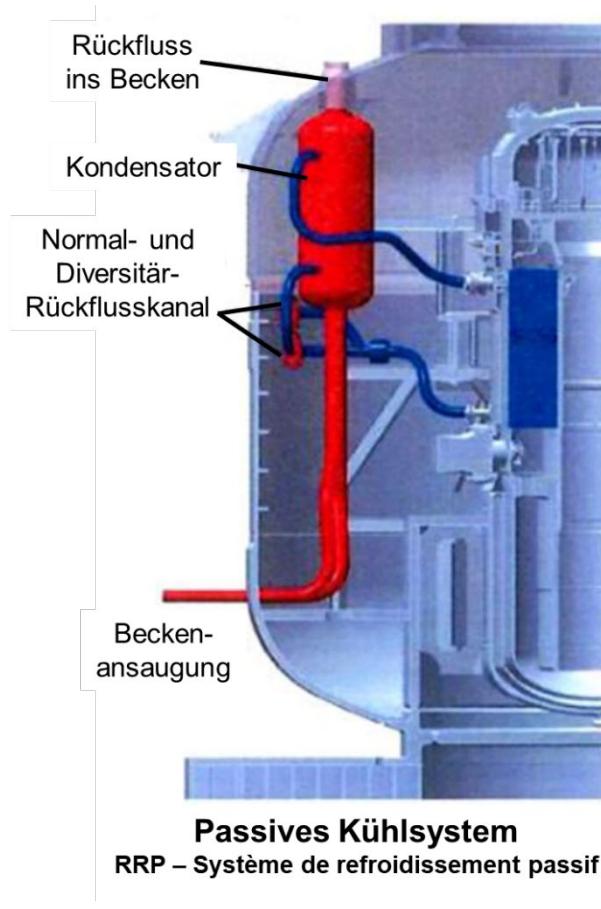
Auf Grund der borfreien Kernauslegung wird die Langzeit-Leistungsregelung mit Hilfe der oben erwähnten verschiedenen Brennstoff-Anreicherungsgrade (< 5%) sowie durch den Einsatz fester Absorberstäbe realisiert. Die kurzzeitige Leistungssteuerung erfolgt über Steuerstäbe, welche von oben in den Kern eingefahren werden. Diese borfreie Auslegung führt nach Herstellerangaben zu einer deutlichen Vereinfachung in der Auslegung der benötigten Hilfssysteme. Über die genannten Steuerungsmöglichkeiten ist der Reaktor im Leistungsbetrieb sowie im Rahmen von Auslegungsstörfällen (DBC, design basis condition) sicher zu betreiben. Darüber hinaus werde die anfallende Abwassermenge drastisch reduziert.

### Abschaltsystem

Der Reaktorkern des NUWARD-SMR ist so designt, dass der Reaktor bei 20 °C unterkritisch ist, selbst wenn der wirksamste Absorberstab in der ausgefahrenen Position blockiert ist, was Kritikalitätsunfälle auch in „Nach-Unfall“-Zuständen gewährleistet. Durch die interne Ausführung der Steuerstäbe sowie der Antriebe soll der Steuerstabauswurf verhindert werden, was nach Herstellerangaben das Risiko für Kritikalitätsstörfälle weiter absenkt. Das System zur passiven Reaktivitätskontrolle ist ebenfalls als D-passives System entsprechend den IAEA Kategorien ausgelegt. Im Falle eines Stromausfalls fallen die Steuer- und Absorberstäbe schwerkraftgetrieben in den Kern ein und unterbinden so die nukleare Kettenreaktion.

### 3.2 Nachwärmeverfuhr- und Notkühlsysteme

NUWARD verfügt unabhängig zu den sechs Dampferzeugern (CSG) über zwei Kreisläufe (2 x 100 %) zur passiven Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter in den UHS-Pool, welcher die Reaktormodule umgibt. Dieses Nachwärmeverfuhrsystem (Abb. 3.1, RRP, Système Refroidissement passif) wird über zwei diversitäre Kanäle angesteuert und ausgelöst (diversitäre Sensoren, Leittechnik und Antriebe). Durch den UHS-Pool ist eine Wärmeabfuhr für die Dauer von mindestens drei Tagen ohne externe Nachspeisung gewährleistet („passive vessel heat removal system“). Nach der IAEA-Klassifikation für passive Systeme fällt dieses System in die Kategorie D „passive execution/active initiation“ /SMR 22/, /TEC 91/. Das System besteht aus den beiden S-CSGs mit Rohrverbindungen zu einem Kondensator, welcher als Kühlmedium kaltes UHD-Beckenwasser enthält (Abb. 3.1).



**Abb. 3.1** Passives Kühlungssystem RRP /NUW 20/

Das Sekundärkühlwasser innerhalb der S-CSGs wird durch das Primärkühlmittel erwärmt und steigt in die höher gelegenen Kondensatoren auf, wo ein Wärmeübertrag an das Kühlmedium UHD-Beckenwasser erfolgt. Das Sekundärkühlwasser fließt nach Abkühlung und Dichtezuwachs schwerkraftgetrieben in den Reaktorkern zurück, während das aufgeheizte Beckenwasser den Kondensator (nach Aufheizung und Dichteverlust) nach oben verlässt. Durch den so kurzzeitig entstehenden formalen Unterdruck wird neues, kaltes Beckenwasser von unten in den Kondensator angesaugt und ein Naturumlauf stellt sich ein, der schließlich den Reaktor kühlt und die Nachwärme abführen kann. In LOCA-Störfällen (Maximaldurchmesser 30 mm, s. o.) kommen die beiden redundanten Niederdruck-Sicherheitseinspeisebehälter zum Einsatz, um verlorenes Primärkühlmittel zu ergänzen.

Neben dem RRP-System verfügt NUWARD über ein redundantes Zusatzboriersystem, welches jedoch lediglich zur Beherrschung von ATWS (Anticipated Transient Without Scram)-Szenarien benötigt wird /ARS 19/.

Sicherheitssysteme zur Beherrschung von DBC-Unfallszenarien sind für jeden Reaktor des Standortes autark ausgeführt.

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Nach Brennstoffmatrix und -Hüllrohr bildet der Reaktordruckbehälter die zweite Barriere zur Spaltproduktrückhaltung. Der Sicherheitsbehälter schließt den Reaktordruckbehälter sowie sicherheitstechnisch wichtige Systeme ein und dient als dritte Barriere zur Spaltproduktrückhaltung.

### 3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen

NUWARDS Systeme zur Unfallmitigation im Fall von DEC-A Szenarien sind:

- Druckentlastung bei niedrigen Flussraten und aktive Wasserergänzung in den Primär- und Sekundärkreis. Dieses System stellt die Nachwärmeabfuhr aus Anlagenzuständen mit unterstelltem gleichzeitigem Ausfall der redundanten Stränge der DBC-Sicherheitssysteme sicher (vgl. Kapitel 3.2).
- Hochdruck-Borsäureeinspeisung zur Beherrschung von ATWS-Störfällen.

Sollte es zu einem Unfall der Kategorie DEC-B kommen, stehen folgende Maßnahmen zur Verfügung:

- Druckentlastung bei niedrigen Flussraten mit dem Ziel, einen Systemdruck  $\leq 2 \text{ MPa}$  zu erreichen, bevor es zu einer (partiellen) Kernschmelze kommt („corium relocation“).
- Passives Fluten der RDB-Behältergrube, um für eine Rückhaltung des geschmolzenen Kerns zu sorgen.
- Stickstoffeinspeisung, um das Risiko einer Wasserstoffexplosion zu senken.

### 3.5 Elektrotechnik

Die Systeme zur E- und Leittechnik wurden basierend auf dem defense-in-depth Konzept, unter Einbeziehung des Einzelfehlerkriteriums diversitär ausgelegt. /SMR 22/

Bezüglich der Anbindung an das Verbundnetz zur Versorgung entspricht die generelle Schnittstelle zwischen der Anlage und dem Verbundnetz gemäß /ARS 19/ den Anforderungen des Verbands Europäischer Übertragungsnetzbetreiber „European Network of Transmission System Operators for Electricity“ (ENTSO-E) und der „European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants“ (EUR), wobei insbesondere letztere entsprechende Spezifikationen

---

und Anforderungen für Kernkraftwerke der dritten Generation enthalten. Es besteht die Möglichkeit, die Anlage autark zu versorgen.

Aufgrund des passiven Designs hinsichtlich sicherheitsrelevanter elektrischer Systeme bzgl. eines Auslegungsstörfalls gibt es keine Anforderungen an eine interne oder externe Stromversorgung der Kategorie 1E gemäß IEEE 308-2020 „IEEE Standard Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations“. Systeme zur Notstromversorgung im AC-Bereich wie beispielsweise Notstromdieselgeneratoren werden nicht benötigt. Lediglich für I&C-Systeme ist eine Versorgung über interne Batterien vorgesehen, die einen autonomen Betrieb von I&C-Systemen zur Überwachung des sicheren Zustands von bis zu 3 Tagen gewährleistet. Zudem kann die Anlage bis zu einer Leistung, die der Nennleistung entspricht, ohne Abschaltung einen Lastabwurf auf Eigenbedarf durchführen und so weiter betrieben werden /ARS 19/.

### **3.6 Leittechnik**

Design und Architektur der Leittechnik bzw. I&C-Komponenten entsprechen der Norm IEC 61226 „Leittechnische Systeme und elektrische Energieversorgungssysteme mit sicherheitstechnischer Bedeutung – Kategorisierung von Funktionen und Klassifizierung von Systemen“. NUWARD setzt auf digitale state-of-the-art I&C im kerntechnischen Bereich. Dazu zählen unter anderem die Prozessleittechnik und I&C-Systeme zur Wartung und Instandhaltung. Besonderer Wert wird bei der Gestaltung der Prozessleittechnik auf die intrinsischen Eigenschaften des Reaktors gelegt, wobei die Architektur so einfach wie möglich gestaltet wird. Für bestimmte Systeme (wie beispielsweise zur Wärmeabfuhr) ist eine Diversität durch nicht-digitale Komponenten vorgesehen. Für I&C-Systeme, die nicht zur Prozesssteuerung, sondern zu Wartungszwecken verwendet werden, werden gängige Technologien verwendet, sodass die Operateure die Möglichkeit haben u. a. über Remotezugriffe vorbeugende oder zustandsorientierte Instandhaltungsmaßnahmen durchzuführen /ARS 19/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Leittechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Leittechnik veröffentlicht werden.

### **3.7 Wartenkonzept**

Beide Blöcke der Anlage teilen sich eine Warte mit jeweils dedizierten und unabhängigen Bedienfeldern der sich in Betrieb befindlichen Reaktormodule. Für Wartungsarbeiten und für Stör- und Unfallsituationen ist dezentral eine dedizierte Warte mit entsprechendem Personal vorgesehen. /ARS 19/

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

### **3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Im Leistungsbetrieb sind insgesamt 56 Personen für den laufenden Betrieb der Anlage vorgesehen. Alle 24 Monate sind planmäßig 15 Tage für Wartungsarbeiten und den Austausch von Brennelementen vorgesehen, wobei 50 Personen für diese Arbeiten vorgesehen sind /ARS 19/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Personellen Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

## 4 IT-Sicherheit

Der Schutz vor Cyber-Angriffen ist ein zentrales Ziel im Design der I&C-Systeme. Detaillierte Informationen zu diesem Thema werden als vertraulich eingestuft und unterliegen einem definierten Kommunikationsverfahren /ARS 2019/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das NUWARD-Konzept verwendet UO<sub>2</sub>-Kernbrennstoff wie er auch in konventionellen Kernkraftwerken eingesetzt wird und eine Anreicherung von <5% aufweist. In der zugehörigen Anlage werden auch die abgebrannten Brennelemente gelagert. Entsprechend der Einstufung nach Tab. 1 /IAE 11/ ist dieses Konzept somit als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) einzustufen.

Der Betreiber EDF ist ein französischer quasi-staatlicher Energiekonzern und weist jahrzehntelange Erfahrung im Energiesektor, insbesondere im Betrieb von Kernkraftwerken auf. Auch wenn in den bisher vorliegenden Unterlagen nur begrenzte Informationen zum physischen Schutz enthalten sind, so erscheint es plausibel, dass spätestens in folgenden Konzeptphasen der physische Schutz eine ausreichende Berücksichtigung finden wird /ARS 19/. Das Konzept hat Ende 2022 die Konzeptdesignphase verlassen und soll von 2023 bis 2026 die grundlegende Entwurfsphase durchlaufen.

### SMR-Standorteigenschaften

Eine NI hat einen Flächenbedarf von 0,35 ha. Die Fläche des Anlagengeländes mit den sonstigen Gebäuden ist hingegen nicht bekannt.

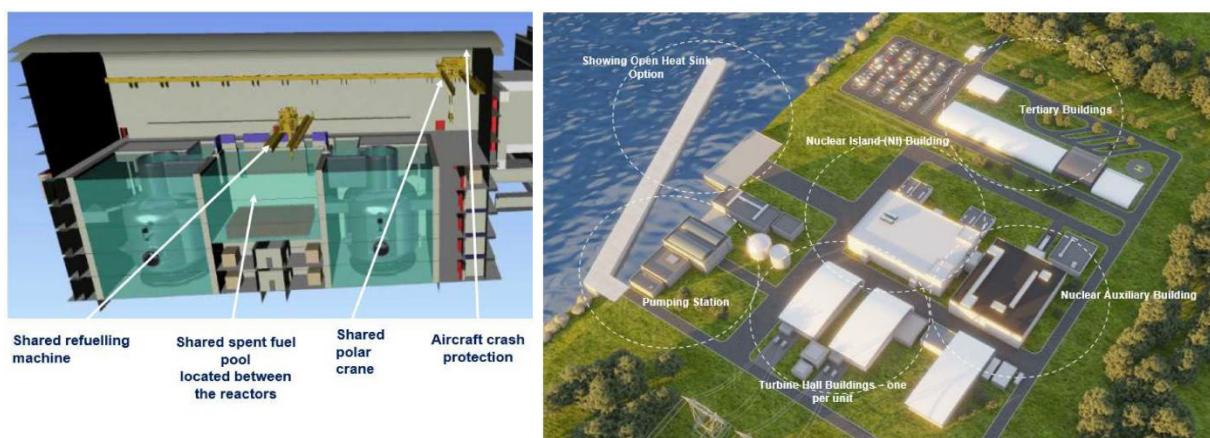
EDF gibt an, dass SMR Standorte an der Küste bzw. an Flüssen ebenso denkbar sind, wie inländische Standorte ohne direkten Zugang zu einer Kühlwasserversorgung, die Kühlung kann dann über eine Kondensatorkühlung erfolgen /IAE 22/. Zu den auf dem Gelände befindlichen Gebäuden zählen: die NI (Reaktorgebäude), das Hilfsanlagengebäude, Turbinenhäuser (je eines pro SMR), tertiäre Gebäude und im Falle einer Meeres-/Flusslage eine Pumpstation und ein Gebäude mit Wärmesenkefunktion (Abb. 1.5).

In einer früheren Darstellung (Abb. 2.3) war die NI noch mit einer Erdbedeckung, ähnlich der eines Bunkers ausgeführt, dies scheint bei aktuellen Anlagenlayouts hingegen nicht mehr verfolgt zu werden.

Die aktuellen Darstellungen (Abb. 5.1) lassen nur marginale Sicherungsgebäude und -einrichtungen erkennen. So scheint es nur eine Zufahrt zum gesamten Anlagengelände zu geben, an der ein Gebäude vermutlich mit Sicherungsfunktion (Wache) gelegen ist, an dem eine Zutritts- und Personenkontrolle plausibler Weise durchgeführt werden könnte. Dort ist auch eine Schranke (keine Schleuse) erkennbar, die das Anhalten von Fahrzeugen zur Zutrittskontrolle ermöglicht. Ein Durchfahrschutz ist nicht dargestellt.

Ein das Anlagengelände umgebender Perimeter ist hingegen nicht erkennbar, sodass eine Zutrittskontrolle über die einzige Zufahrt in der Ausführung nach (Abb. 5.1) keinen Mehrwert für die Sicherung böte. Auf dem Anlagengelände ist auch ein Parkplatz dargestellt, mit dem das interne Straßennetz ohne zusätzliche, sichtbare Beschränkungen befahren werden kann. Sonstige Sicherungseinrichtungen sind nicht zu erkennen (Abb. 5.1). Der Mangel an Sicherungseinrichtungen begründet sich vermutlich aus dem Konzeptstand und wird sich mit fortschreitender Entwicklung des Konzeptes reduzieren.

Das Vorhandensein einer angedeuteten Wache (Zugangskontrolle) lässt die Vermutung zu, dass es sich bei dem Anlagengelände um den zutrittsbeschränkten Bereich handelt. Da kein eigenständiges Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente vorgesehen ist, handelt es sich bei der NI um den geschützten Bereich, in dem ein innerer Bereich zu verorten ist.



**Abb. 5.1** Querschnitt durch die Nuclear Island (links) sowie Beispielanlagenlayout, verändert nach /IAE 22/.

### Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Zu der baulichen Ausführung des NI liegen keine genauen Informationen vor. Aus Abb. 5.1 kann hingegen entnommen werden, dass die Decke des NI ausgeführt ist, um einem Flugzeugabsturz widerstehen zu können. Zudem ist festzuhalten, dass die Wände des Wasserpools, der beide SMR-Reaktoren sowie die abgebrannten Brennelemente beinhaltet, durch besonders stark ausgeführte Wände umschlossen ist. Da das Gebäude größtenteils unterirdisch angeordnet ist und der Wasserpool großzügig bemessen ist, erscheint es plausibel, dass ein Trockenlaufen der SMR nicht erfolgen kann.

Gemäß der früheren Darstellung aus /CHE 20/ wird das Gebäude einer NI von einer Schicht Erdreich bedeckt und ist somit wie eine Art Bunker ausgeführt. Entsprechend der Querschnittsdarstellung aus Abb. 2.3 kann die Mächtigkeit dieser Bodenbedeckung auf

---

mehrere Meter abgeschätzt werden. Eine solche Bedeckung würde sich positiv auf eine Widerstandsfähigkeit gegen einen FLAB auswirken und würde zudem sonstige Angriffsszenarien bzw. -unterstützungen aus der Luft z.B. durch Drohnen erheblich erschweren. Zudem erfolgt der Zugang nur über Tunnel und Schleusen, an denen Sicherungseinrichtungen besonders wirksam platziert werden könnten. Ob diese Ausführung des NI jedoch zukünftig wieder verfolgt wird, geht derzeit aus den Unterlagen nicht hervor.

Zu den aktivitätsführenden Bereichen ist das Reaktorgebäude in der NI zu zählen. Dort befindet sich der Reaktorbehälter, mit dem enthaltenen Kernbrennstoff. Abgebrannte Brennelemente werden in dem vorgesehenen Becken zwischen zwei SMR-Reaktoren nassgelagert. Die Lagerkapazität für abgebrannten Kernbrennstoff vor Ort beträgt 10 Jahre. Wie sie danach verpackt und ob sie am Standort trocken gelagert oder für eine Entsorgung abtransportiert werden sollen, geht aus den bisherigen Konzeptunterlagen nicht hervor.

Die Widerstandsfähigkeit gegen ein Bemessungserdbeben (safe shutdown earthquake) wird mit 0,3 g angegeben. Da keine technischen Unterstützungsmaßnahmen erwähnt sind, um diesen Wert zu erreichen, bezieht sich die Widerstandsfähigkeit vermutlich auf die physischen Barrieren.

Die Sicherungsebenen um den Kernbrennstoff sind in Kapitel 3.3 näher beschrieben. Als Ergänzung zu diesen Ebenen kann auch die Gebäudestruktur mit den Öffnungsverschlüssen gezählt werden, sofern diese mit entsprechenden Sicherungseinrichtungen überwacht und geschützt werden.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

Aus den Ausführungen von EDF sowie aus den vorliegenden Unterlagen können keine spezifischen technischen Sicherungseinrichtungen abgeleitet werden.

Einzig das vorhandene vermutete Wachgebäude am einzigen Zugang könnte mit einem Zugangskontrollsysteem ausgestattet sein.

Aufgrund der Erfahrung von EDF als Betreiber erscheint es jedoch plausibel, dass bei Fortschreiten des SMR-Konzeptes zukünftig solche Sicherungseinrichtungen aus den Unterlagen abgeleitet werden können.

## **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Zu personellen Sicherungsmaßnahmen finden sich keine expliziten Informationen für das NUWARD-Konzept. Anhand des Vorhandenseins eines Wachgebäudes an der Zufahrt muss dies zur Wahrung seiner Funktion mit Sicherungspersonal besetzt sein. Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

Über das Vorhandensein einer Alarmierungszentrale liegen keine Informationen vor.

## **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Der verwendeten Brennelemente müssen zu 50% alle 24 Monate ausgetauscht werden. Die angestrebte Anlagenbetriebszeit liegt bei 60 Jahren. Hieraus ergeben sich folglich 30 Brennelementwechsel für die gesamte Anlagenbetriebszeit. Da bei einem BE-Wechsel weniger Barrieren um den Kernbrennstoff vorliegen, sollten Ersatzmaßnahmen vorgenommen werden.

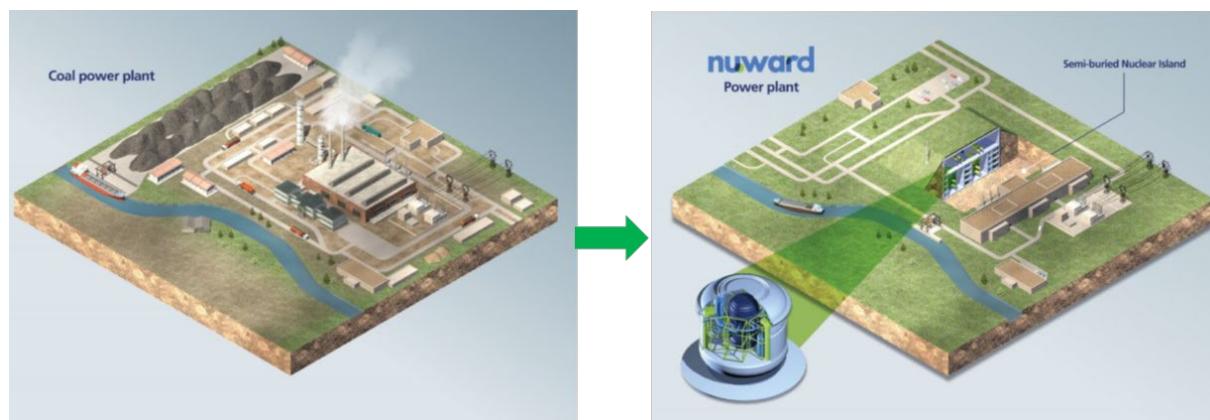
Der NUWARD SMR besitzt keine externe Notstromversorgung. Eine interne Not-Wechselstromversorgung liegt ebenfalls nicht vor. Hingegen werden Leittechniksysteme mit einer Not-Gleichstromversorgung versorgt, an welche auch Systeme der Sicherung angeschlossen werden könnten.

Die NI verfügt über einen Kran unmittelbar über dem Wasserpool sowie über einen Hallenkran, ähnlich denen aus konventionellen Kernkraftwerken bzw. Zwischenlagern. Dieser erfordert einen speziellen Schutz gegen missbräuchliche Benutzung.

## 6 Stand der Realisierung

Der NUWARD™ SMR wurde als gemeinsames Projekt der französischen Firmen CEA, EDF, Naval Group und TechnicAtom am 17. September 2019 im Rahmen der IAEA-Generalkonferenz der Öffentlichkeit vorgestellt /CEA 19/.

Mit dem NUWARD Design möchte das EDF-geführte Konsortium eine einfache Netzintegration der SMR-Technologie gewährleisten. So sehen Pläne etwa vor, fossilbefeuerte Kraftwerke zu ersetzen, vgl. Abb. 6.1. Ebenso sind Szenarien zum gemeinsamen Einsatz der SMR-Technologie mit erneuerbaren Energieerzeugungsformen vorgesehen, da NUWARD sowohl zur Grundlastversorgung als auch im Lastfolgebetrieb (20–100 % Anlagenleistung, 5 % Leistungsänderung/Minute) einsetzbar ist. Die Kombination von zwei Reaktormodulen je Anlage vereinfache darüber hinaus auch die Anpassung von Revisions- und Instandhaltungsarbeiten an die Anforderungen an das Netz. Dadurch kann gewährleistet werden, dass stets mindestens eines der Reaktormodule zur Energieerzeugung zur Verfügung steht.



**Abb. 6.1** NUWARD als Ersatz von fossil befeuerten Kraftwerken /NUW 20/

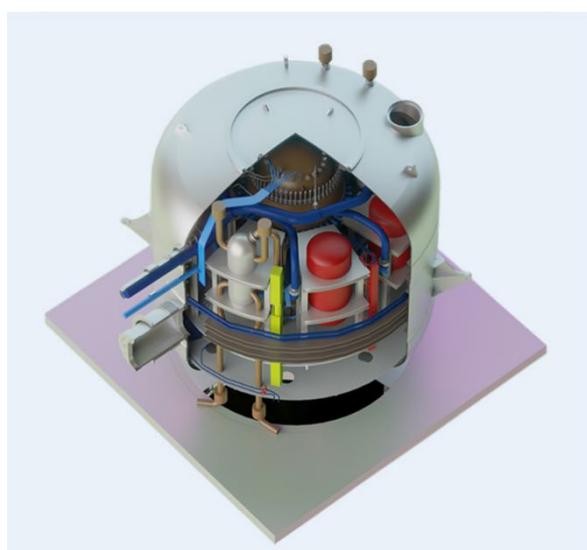
Im Februar 2022 gab Frankreichs Präsident Macron in einer Rede bei GE Hitachi Steampower in Belfort bekannt, dass die Regierung 1 Mrd. € für die weitere Entwicklung und Realisierung des NUWARD-SMR bereitstellt. Das Geld solle somit dazu beitragen, die dringend benötigte Erhöhung der kohlenstofffreien Kapazität zur Energieerzeugung zu erhöhen /WNN 22a/.

Im Mai 2022 trat das belgische Unternehmen Tractebel dem NUWARD-Konsortium bei. Tractebel wollte verschiedene Simulationen von Anlagen- und Gebäudeteilen durchführen und schließlich das finale Anlagenlayout erstellen /WNN 22b/.

Im Juni desselben Jahres schlossen sich die nationalen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Frankreich (ASN), Finnland (STUK) und Tschechien (SÚJB) zusammen, um ein „Joint Early Review“ (JER) auf europäischer Ebene durchzuführen. Dabei wird das NUWARD Konzept auf die Genehmigungsfähigkeit in den einzelnen Ländern hin untersucht und auch einschlägige internationale Sicherheitsziele und Reference-Level werden herangezogen. Darüber hinaus wollen die drei Behörden die jeweiligen nationalen Genehmigungsmechanismen besser verstehen und NUWARDS Fähigkeit verbessern, die Herausforderungen der internationalen Lizenzvergabe zu antizipieren und zukünftige Marktanforderungen erfüllen zu können /WNN 22c/. Die Pilotphase des JER wurde im Juni 2023 abgeschlossen und im September 2023 wurde ein erster Bericht der beteiligten Aufsichtsbehörden über Erkenntnisse aus dieser Phase veröffentlicht. An der zweiten Phase des Joint Early Review werden sich zusätzlich die Aufsichtsbehörden Polens (PAA), Schwedens (SSM) und der Niederlande (ANVS) beteiligen. /WNN 23/

Im Dezember 2022 gab EDF bekannt, dass man im Rahmen einer Sitzung des internationalen NUWARD™-Beirates eine Rahmenkooperationsvereinbarung mit Fortum (einem international agierenden Energiekonzern mit Sitz in Finnland) unterzeichnet habe, um gemeinsam Möglichkeiten der Zusammenarbeit für den Einsatz von SMR (NUWARD) und großen Kernreaktoren (EPR) in Finnland und Schweden zu prüfen. Dazu hat Fortum eine zweijährige Machbarkeitsstudie gestartet /EDF 22a/.

Nach Herstellerangaben soll mit dem Bau einer FOAK-Anlage im Jahr 2030 begonnen werden /EDF 22b/, wie der Zeitplan in Abb. 6.2 zeigt:



- Konzeptentwurf und Vorbereitung der Vorlizenzierung 2019-2022
- Grundkonzeption + Vorlizenzierung 2022-2025
- Kommerzialisierung bereits ab 2025
- Detaillierte Planung und Lizenzierung 2025-2030
- Sicherheitsoptionen validiert + Erster Beton in Frankreich bis 2030

**Abb. 6.2** EDFs Zeitplanung zur Realisierung des NUWARD™ SMR /EDF 22b/

Um das Vorgenehmigungsverfahren in Frankreich zu beginnen, reichte EDF als künftiger Betreiber im Juli 2023 das Dossier der Sicherheitsoptionen zur Prüfung bei der französischen Aufsichtsbehörde ASN ein. In diesem Dokument werden die Sicherheitsziele, Charakteristika der Auslegung sowie Prinzipien des Betriebs und des Risikomanagements dargelegt. /WNN 23a/

In Großbritannien hatte sich EDF an einem Wettbewerb um eine finanzielle Förderung der Regierung für SMR-Entwicklungen beworben. In der ersten Stufe des Auswahlverfahrens wurden EDF mit dem NUWARD™-Konzept sowie fünf weitere SMR-Anbieter vorausgewählt. In der nächsten Runde des Wettbewerbs können diese sich um die ausgelobten Förderverträge bewerben. Die endgültige Entscheidung über deren Vergabe soll im Frühjahr 2024 getroffen werden. Hinter dem Wettbewerb steht die Absicht, auch SMR zu nutzen, um die britische Kernkraftwerksflotte zu erneuern und auszubauen. /WNN 23b/

## 7 Quellen

- /ARS 19/ Status Report – NUWARDTM (EDF lead consortium), ARIS Datenbank, IAEA, 13.11.2019, [https://aris.iaea.org/PDF/F-SMR\\_2020.pdf](https://aris.iaea.org/PDF/F-SMR_2020.pdf)
- /CEA 19/ Pressemitteilung CEA, CEA, EDF, Naval Group and TechnicAtome unveil NUWARD: jointly developed Small Modular Reactor (SMR) project, 17.09.2019, [www.cea.fr](http://www.cea.fr)
- /CHE 20/ Chenais, J., Les SMR – Enjeux et avancées, Le projet SMR NUWARD™, Groupe professionnel Centrale-Energies, 15. Januar 2020
- /EDF 22a/ EDF and Fortum sign a Framework Cooperation Agreement for Nuclear New Build in Finland and Sweden, Pressemeldung EDF, 08.12.2022, <https://www.edf.fr/en/the-edf-group/dedicated-sections/journalists/all-press-releases/edf-and-fortum-sign-a-framework-cooperation-agreement-for-nuclear-new-build-in-finland-and-sweden>
- /EDF 22b/ The NUWARD™ SMR solution, Development roadmap, EDF-Website, Abruf: 08.12.2022, <https://www.edf.fr/en/the-edf-group/producing-a-climate-friendly-energy/nuclear-energy/shaping-the-future-of-nuclear/the-nuwardtm-smr-solution/development-roadmap>
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 22/ International Atomic Energy Agency (IAEA): “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition”, veröffentlicht im September 2022.
- /LUN 21/ L’usine nouvelle, A. Barbaux, “Nuward, l’unique mini-réacteur nucléaire français”, 12. Februar 2021, [Nuward, l’unique mini-réacteur nucléaire français \(usinenouvelle.com\)](http://usinenouvelle.com)
- /NUW 20/ NUWARD, SFEN ST7 Präsentation NUWARD™, Dezember 2020

- 
- /SMR 22/ IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2022 Edition
- /TEC 91/ IAEA-TECDOC-626, Safety related terms for advanced nuclear plants, Wien, September 1991
- /WNN 22a/ Macron sets out plan for French nuclear renaissance, World Nuclear News, 11.02.2022,  
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Macron-announces-French-nuclear-renaissance>
- /WNN 22b/ Tractebel to conduct Nuward SMR conceptual design studies, World Nuclear News, 09.05.2022,  
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Tractebel-to-conduct-Nuward-SMR-conceptual-design>
- /WNN 22c/ European regulators to cooperate on Nuward SMR licensing, World Nuclear News, 06.06.2022,  
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/European-regulators-to-cooperate-on-Nuward-licensi>
- /WNN 23/ World nuclear news: More countries set to join Nuward SMR joint early review, 26.09.2023, online: [More countries set to join Nuward SMR joint early review : Regulation & Safety - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.
- /WNN 23a/ World nuclear news: Prelicensing process for Nuward SMR begins, 21.07.2023, online: [Prelicensing process for Nuward SMR begins : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.
- /WNN 23b/ World nuclear news: UK SMR selection contest: Six companies into next stage, 02.10.2023, online: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/UK%C2%A0SMR-selection-contest-Six-companies-into-next>, Zugriff: 24.10.2023.

## Abkürzungsverzeichnis

ATWS	Anticipated Transient Without Scram
CRDM	Control Rod Drive Mechanism
CSG	Compact Steam Generator
DBC	Design Basis Condition
DEC-A/-B	Design Extension Condition (-A, ohne Kernschmelze; -B mit Kernschmelze)
IVR	In-Vessel Retention
LOCA	Loss-of-Coolant Accident
NI	Nuclear Island
NSSS	Nuclear Steam Supply System
RDB	Reaktordruckbehälter
S-CSG	Safety (Compact) Steam Generator
SMR	Small Modular Reactor

## A.12 SMR-Steckbrief: „Rolls-Royce SMR“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

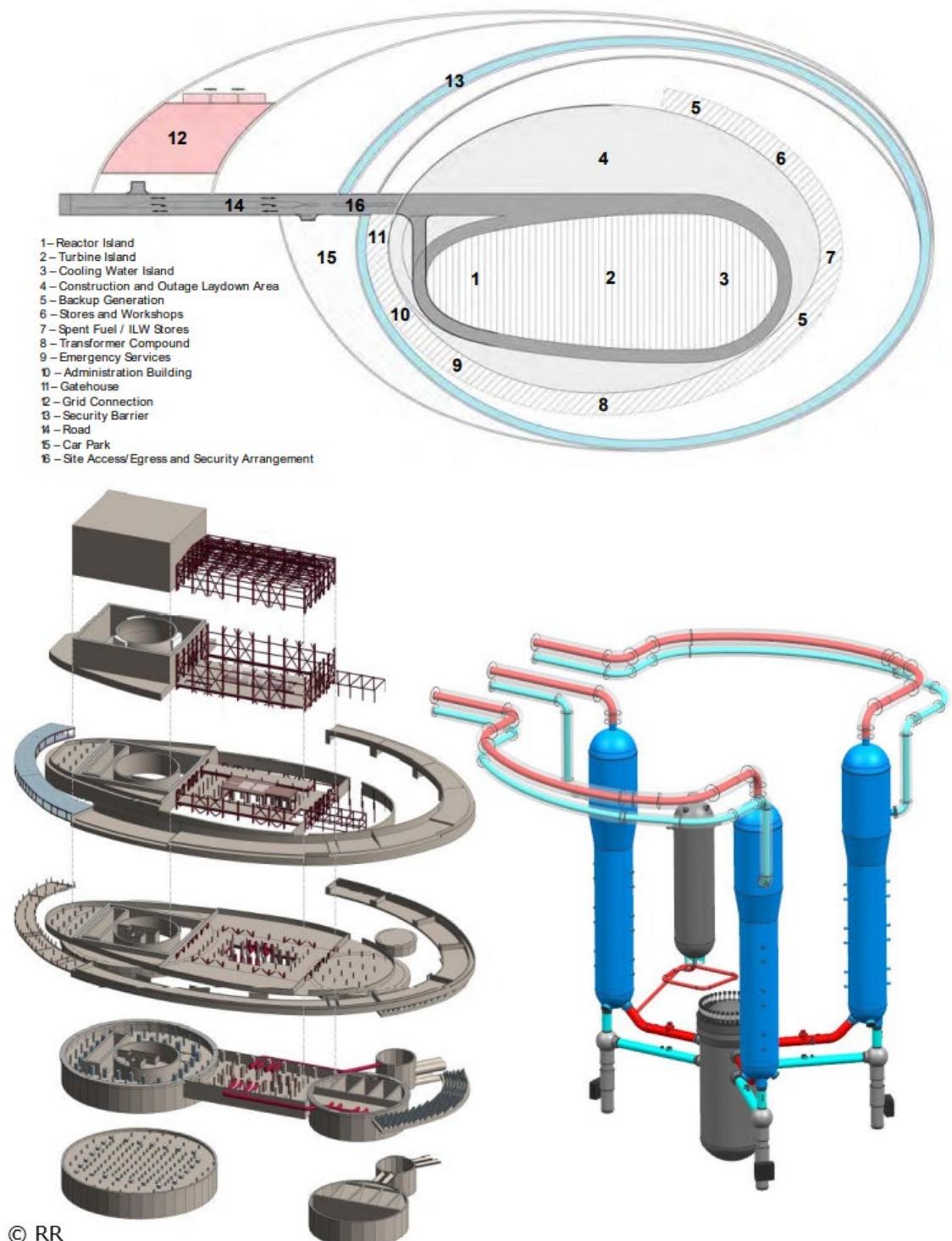
## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Der Rolls-Royce SMR (Small Modular Reactor) wurde von der Firma Rolls-Royce SMR Ltd. entwickelt und soll in erster Linie für die kommerzielle Stromproduktion an landbasierten Inland- und Küstenstandorten zum Einsatz kommen. Das Design lasse sich aber auch so konfigurieren, dass der SMR für die Erzeugung von nutzbarer Wärme bzw. für die kombinierte Bereitstellung von Strom und industrieller Wärme (cogeneration, Kraft-Wärme-Kopplung) eingesetzt werden könne. /SMR 22/ Typische Anwendungsbereiche sind die Meerwasserentsalzung zur Deckung des Trink- und Betriebswasserbedarfs, die Wasserstoffherstellung und weitere Prozesse der chemischen und Schwerindustrie.

Rolls-Royce hat bei der Entwicklung seines SMRs kein grundlegend neues Konzept entwickelt, sondern die erprobte und bewährte Technik des weltweit eingesetzten Druckwasserreaktors zu Grunde gelegt, wodurch der Aufwand im Genehmigungsprozess gering gehalten werden soll.

Der Rolls-Royce SMR ist als drei-Loop-Druckwasserreaktor mit Urandioxid-Brennstoff ( $\text{UO}_2$ ) vorgesehen. Der SMR liefert  $1.358 \text{ MW}_{\text{th}}/470 \text{ MW}_{\text{e}}$  Leistung, womit es sich um einen sehr leistungsstarken SMR handelt. Üblicherweise liefern SMR Leistungen in der Größenordnung von bis zu  $300 \text{ MW}_{\text{e}}$ . Mit drei Kreiselpumpen wird das unburierte Primärkühlmittel Wasser zu den drei vertikalen U-Rohr-Dampferzeugern transportiert. Die redundant aufgebauten Sicherheitssysteme des Reaktors umfassen sowohl aktive als auch passive Systeme. /SMR 22/ /ONR 23/ Die wichtigsten Betriebsparameter des Rolls-Royce SMR werden in Tab. 2.1 zusammenfassend dargestellt.

In Abb. 2.1 sind der Primärkreislauf (unten rechts), ein schematischer Anlagenaufbau (oben) und eine Explosionszeichnung des Gesamtkomplexes (unten links) dargestellt.



**Abb. 2.1** Anlagenüberblick des Rolls-Royce SMR /SKV 22/

## 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

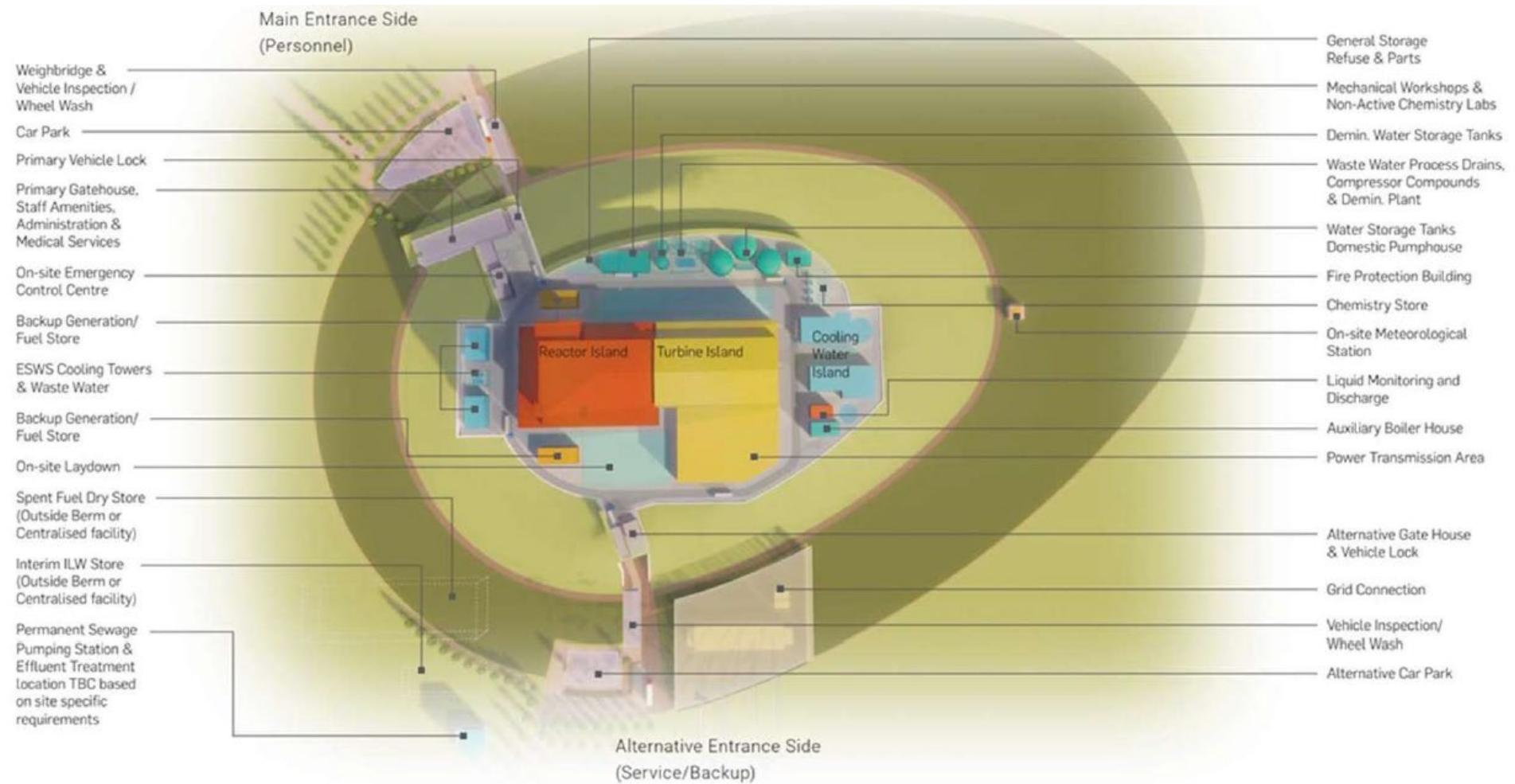
Konstruktionsmerkmale wie die seismische Isolierung sicherheitsrelevanter Bereiche und straßentransportfähige Module sollen ermöglichen, dass das Kraftwerk an einer Vielzahl von Standorten mit unterschiedlichen Bodenverhältnissen errichtet werden kann. Obwohl das Basiskonzept eine direkte Kühlung vorsieht und daher an Standorten mit Zugang zu ausreichend Kühlwasser installiert werden muss, kann eine indirekte oder direkte Luftkühlung spezifiziert werden, was die Installation an einer größeren Anzahl von Standorten im Landesinneren, ohne direkten Zugang zu Wasser für die Kühlung ermöglicht.

Durch den modularen Aufbau soll der Rolls-Royce SMR nach Entwicklerangaben schnell und zuverlässig errichtet werden können. Wie in Abb. 2.2 gezeigt, bilden der nukleare (Reactor Island (RI), rot) und der konventionelle Anlagenteil (Turbine Island und Schaltanlagengebäude, gelb; Cooling Water Island, blau) das Herzstück der Rolls-Royce SMR Anlage. Die einzelnen Gebäudeteile sind dabei baulich getrennt. Die Nebengebäude und die Gebäude mit den Hilfsdiensten befinden halbkreisförmig darum angeordnet. Der Gebäudekomplex ist von einem Erdwall umgeben, der das Gelände begrenzt und weiteren Schutz vor äußeren Einwirkungen bietet, z. B. vor einem Tsunami oder einem Flugzeugaufprall.

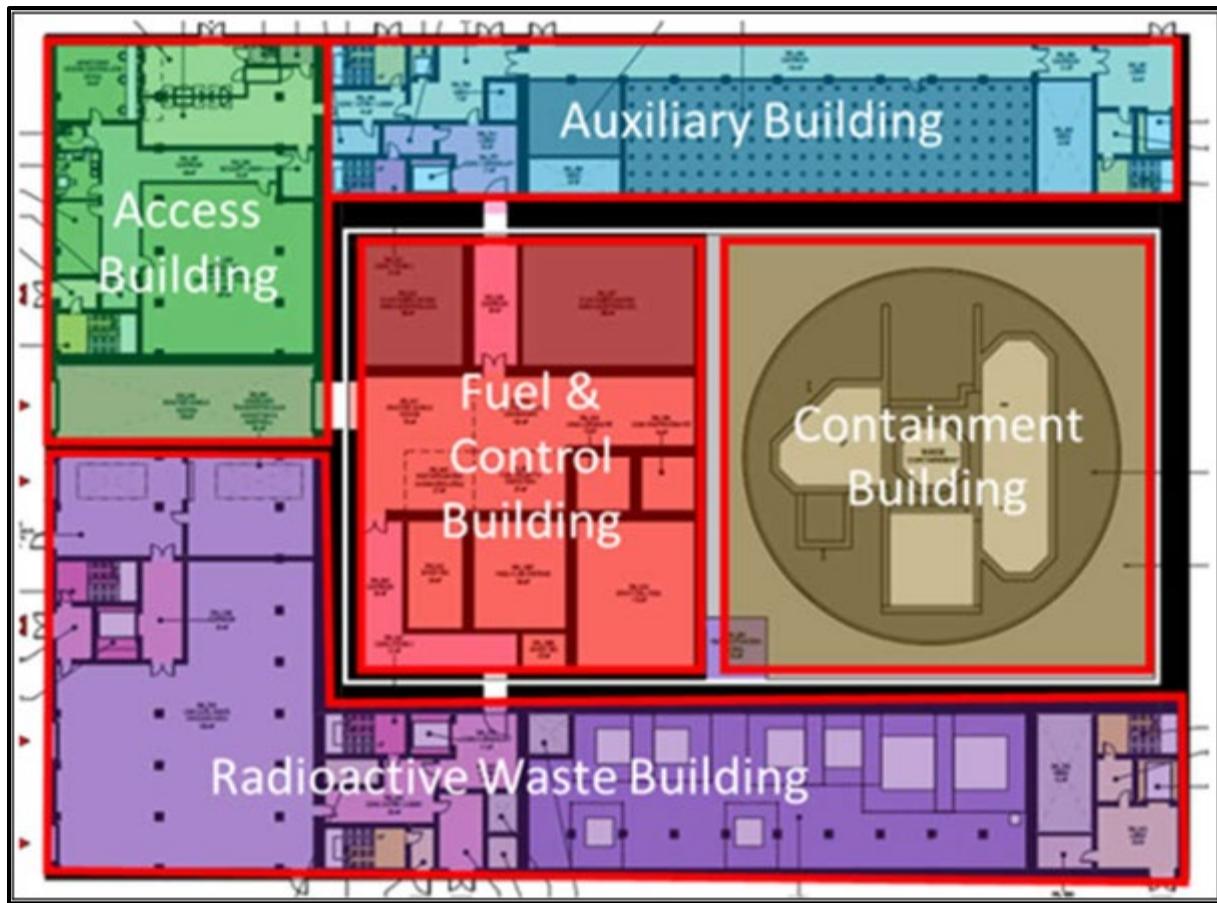
In Abb. 2.3 ist der Aufbau des RI noch einmal im Detail dargestellt. Neben dem Reaktorgebäude (Containment Building) und dem Brennstoff- und Kontrollgebäude (fuel and control building) befinden sich auf der RI das Gebäude für radioaktive Abfälle (radioactive waste building), das Zutrittsgebäude (access building) und ein Hilfsanlagengebäude (auxiliary building). /ONR 23/ Das Reaktor- sowie das Brennstoff- und Kontrollgebäude sind durch das „hazard shield“ (dicke Linie in Abb. 2.3) besonders geschützt. Die Auslegung gegen Einwirkungen von Außen (EVA) basiert auf der Gefährdungsanalyse zum Absturz eines Verkehrsflugzeuges und soll sicherstellen, dass neben dem Radioaktivitätseinschluss auch der Schutz vor Re-Kritikali-tät sowie der Schutz der Abschalt-, Kühl- und Überwachungssysteme gewährleistet bleibt.

Zum Schutz gegen horizontale Bodenbeschleunigungen bei auftretenden Erdbeben sind die beiden genannten Gebäude ebenfalls seismisch entkoppelt (aseismische Lagerung). Details dazu finden sich in /ONR 23/.

A.12 - 5



**Abb. 2.2** Detailansicht der Rolls-Royce SMR Gesamtanlage /IAE 19/



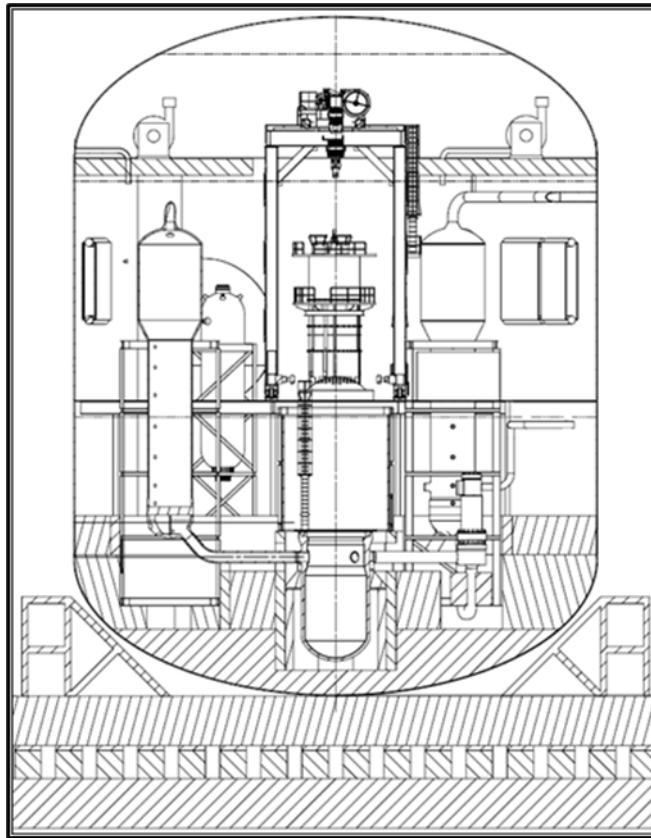
**Abb. 2.3** Aufbau des Reactor Islands /ONR 23/

### Systeme zur Abfallbehandlung

In den Abfallbehandlungssystemen (Waste Treatment Systems) werden die im Betrieb der Anlage anfallenden festen, flüssigen und gasförmigen radioaktiven Abfälle gesammelt und für die Entsorgung bzw. Ableitung vorbereitet. Hierzu gehören die Systeme für die Behandlung gasförmiger Abfälle (Gaseous Waste Treatment System), flüssiger Abfälle (Liquid Waste Treatment System) und fester Abfälle (Solid Waste Treatment System). /IAE 19/

### Sicherheitsbehälter/Containment

Der Sicherheitsbehälter ist als Stahldruckbehälter nach ASME (American Society of Mechanical Engineers) III Spezifikationen ausgelegt und beherbergt alle Komponenten des Reaktorkühlsystems. Das zylindrische Volldruckcontainment ist im unteren Bereich in Beton eingebettet und auf das aseismische Lager gestützt. Der Sicherheitsbehälter misst 32 m im Durchmesser und hat eine Höhe von 37 m. Das freie Gasvolumen beträgt etwa 18.000 m<sup>3</sup>. Der Aufbau des Sicherheitsbehälters ist in Abb. 2.4 dargestellt.



**Abb. 2.4** Schematischer Aufbau des Sicherheitsbehälters /ONR 23/

In Tab. 2.1 sind die wichtigsten Betriebsparameter des Rolls-Royce SMR zusammenfassend dargestellt.

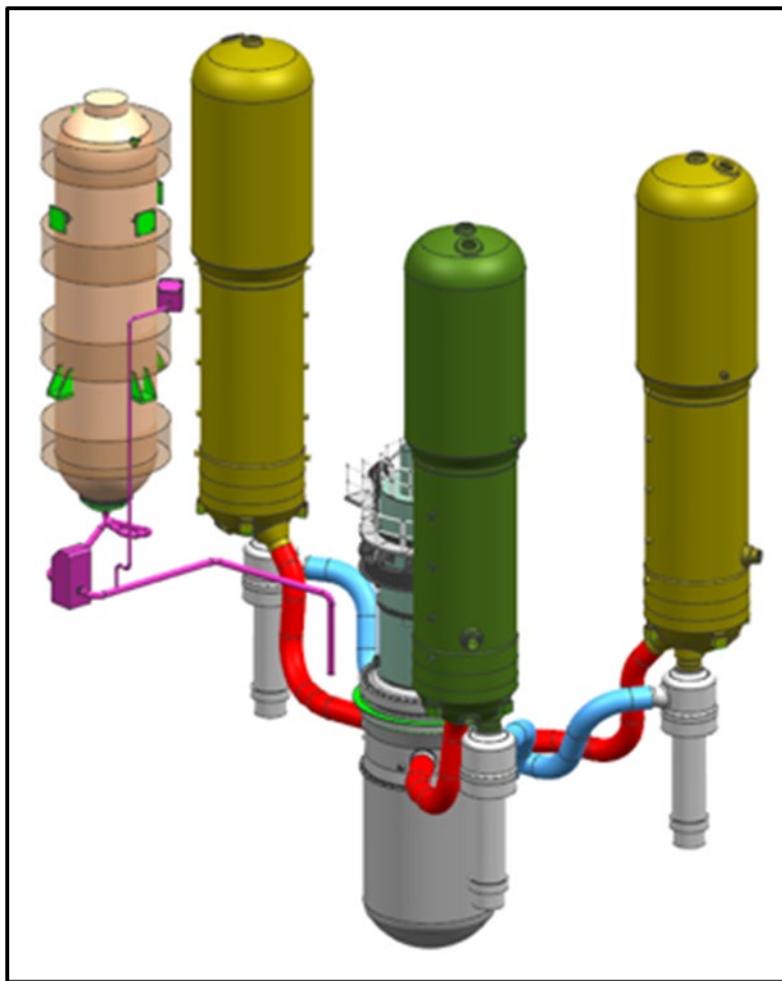
**Tab. 2.1** Betriebsparameter des Rolls-Royce SMR /IAE 19/, /SMR 22/

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	DWR
Thermische/elektrische Leistung	1.358 MW <sub>th</sub> /470 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	60 Jahre, Kapazitätslebensdauer > 90 %
Primärkühlmittel/Moderator	H <sub>2</sub> O/H <sub>2</sub> O, nicht boriert
Kühlmittelumwälzung	3-Loop, Hauptkühlmittelpumpen
Primärkreisdruck	15,5 MPa
RDB Durchmesser/Höhe	4,5 m / 11,3 m
Sicherheitsbehälter	Stahlbehälter, (Volumen: 40.250 m <sup>3</sup> )
Reaktorkern	121 quadratische Brennelemente, 17 x 17 (je 264 Brennstäbe) Abbrand: 55 – 60 GWd/t <sub>HM</sub>
Brennstoff	UO <sub>2</sub>

Eigenschaft	Wert
Anreicherung	$\leq 4,95\% \text{ } ^{235}\text{U}$
Reaktivitätskontrolle	Steuерstäbe
Neutronengift (Überschussreaktivität)	40 der 264 Brennstäbe: 8 % $\text{Gd}_2\text{O}_3$ als abbrennbaren Neutronenabsorber
Temperatur Kerneintritt/Kernaustritt	296 °C/327 °C
Aktive Kernhöhe	2,80 m
Revisionszyklus	18 – 24 Monate
Personalbedarf Betrieb/Revision	k.A.
Dampferzeuger Typ/Anzahl	Vertikale U-Rohr-Dampferzeuger/3
Betriebsart der Dampferzeuger	Gegenstrom
Sekundärkühlmittel	$\text{H}_2\text{O}$
Sekundärkreisdruck	7,6 MPa
Flächenbedarf	40.000 m <sup>2</sup>
Notfallplanungszone	k.A.
Bemessungserdbeben	> 0,3 g
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente (Nasslager)	5 Jahre Volllastbetrieb (740 m <sup>3</sup> )
Not-/Nachkühlsysteme	3-strängig, passiv
Not-Wechselstromversorgung	2-strängig
Not-Gleichstromversorgung	-
Kernschadenshäufigkeit	< 10 <sup>-7</sup> /Jahr
Karenzzeit	72 h
SAMG für Kern/SHB	In Vessel Retention

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

Der Primärkreis des Rolls-Royce SMR ist als 3-Loop System aufgebaut. Diese münden oberhalb des Reaktorkerns in den Reaktordruckbehälter (RDB) ein. Unterhalb gibt es keine Verbindungen oder Durchführungen. Jeder Loop besteht aus den Primärkühlmittelleitungen, die als heißer und kalter Strang zum bzw. vom vertikalen U-Rohr-Dampferzeuger führen. Im kalten Strang sind die dichtungslosen Hauptkühlmittelpumpen installiert. Der Druckhalter ist im heißen Strang eines Loops verortet, regelt den Primärkreisdruck und verhindert das Sieden des Primärkühlmittels. Der Betriebsdruck des Primärkreises beträgt 15,5 MPa. Abb. 2.5 zeigt den Aufbau des Reaktorkühlsystems.



**Abb. 2.5** Reaktorkühlsystem des Rolls-Royce SMR /ONR 23/

### Reaktordruckbehälter und -Einbauten

Der Reaktordruckbehälter setzt sich aus dem zylindrischen RDB-Körper, dem RDB-Deckel und der Verschraubung mit Bolzen, Muttern, Unterlegscheiben und mechanischen Dichtungen zusammen. Der Reaktordruckbehälter soll aus Schmiedestücken aus vergütetem, vakuumbehandeltem, unlegiertem und legiertem Stahl für Druckkessel (ASME SA-508M Grad 3 Klasse 1) gefertigt werden. Der Durchmesser des RDBs ist auf unter 4,50 m begrenzt, um die Vorgaben für den Transport auf den Straßen im Vereinigten Königreich einhalten zu können.

Die Pumpen und Motoren der Hauptkühlmittelpumpen sind dichtungsfrei eingebaut. Dadurch wurden Dichtungen als Fehlerquelle von beispielsweise Leckagen ausgeschlossen. Sie sind mit einem Schwungrad für eine verlängerte Auslaufzeit und damit verlängerte Kernkühlung im Fall eines Stromausfalls ausgestattet. Die Hauptkühlmittelpumpen des Rolls-Royce SMR können mit einer Durchflussrate von  $3,95 \text{ m}^3/\text{s}$  das Hauptkühlmittel fördern und einen Druck von 4 bar erzeugen.

## Reaktorkern und Brennelemente

Im Rolls-Royce SMR soll konventionell hergestellter UO<sub>2</sub>-Brennstoff, der bis zu 4,95 % mit <sup>235</sup>U angereichert und in Pellets gepresst ist, zum Einsatz kommen. Der Reaktorkern hat eine Höhe von 2,80 m und enthält 113 Abschaltelemente und 121 Brennelemente, in denen je 289 Brennstabpositionen in einer 17 x 17-Struktur angeordnet sind. Innerhalb eines Brennelementes sind 264 Positionen mit Brennstäben besetzt, in 40 der 264 Brennstäben befindet sich zudem mit 8 Gew.-% verteiltes Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> als abbrennbares Neutronengift. Die Hüllrohre der Brennstäbe sind aus einer an die Bedingungen innerhalb eines Druckwasserreaktors angepassten Zirkoniumlegierung (Zr-4) hergestellt. Rolls-Royce zieht auch den Einsatz von Accident Tolerant Fuels auf Basis von Siliziumkarbid-Hüllrohren in Betracht, sobald diese marktreif sind. Die First-Of-A-Kind-Anlage wird jedoch noch wie oben beschrieben mit herkömmlichem UO<sub>2</sub>-Brennstoff betrieben.

## System zur Brennelementhandhabung

Das System zur Brennelementhandhabung umfasst alle Prozesse von der Brennelementanlieferung bis zur -entsorgung. Die primäre Funktion des Systems ist der BE-Transport unter Sicherstellung von Kühlung und Abschirmung zwischen dem Lager und dem Reaktordruckbehälter. Die Hauptelemente des Systems sind die Brennelementhebemaschine, das Brennstoffwechselbecken innerhalb des Containments, das Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente und das Trockenlager für eine längerfristige Lagerung. Die Wärmeabfuhr aus den Becken wird mittels entsprechender Systeme gewährleistet. Um das Bewegen der Brennelemente mit der Brennelementhebemaschine während des Beladevorgangs des Reaktors zu ermöglichen, werden der RDB-Deckel, die Verschraubungen und Kerneinbauten außerhalb des RDB abgelegt. Während des Vorgangs befinden sich im Lagerbecken im Containment vorübergehend sowohl frische als auch verbrauchte Brennelemente, die durch einen Transportkanal unter Wasser dort hinein bzw. von dort hinaus transportiert werden. Es ist vorgesehen, dass alle 18–24 Monate ein Drittel des Kerns ausgetauscht wird, so dass die Brennelemente bis zu sechs Jahren im Kern verbleiben und danach ca. fünf Jahre im Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente abklingen, bevor sie dann in Trockenlagerbehälter überführt werden. /IAE 19/

## Dampferzeuger und Druckhalter

Die Dampferzeuger sind als vertikal aufgestellte U-Rohr-Dampferzeuger mit Vorwärmern ausgelegt. Andere Konzepte für den Dampferzeuger wurden zwar auch betrachtet, aber wieder verworfen, da sie als ungeeignet für eine Prototypanlage erschienen, die 2030 den kommerziellen Betrieb aufnehmen soll.

## Chemie- und Volumenkontrollsysteem

Die primären Funktionen des Chemie- und Volumenregelsystems (Chemistry and Volume Control System) und seinen drei Untersystemen sind die Volumenkontrolle des Primärkühlmittels sowie die Überwachung von Korrosionen und Materialablagerungen im Primärkreislauf und darüber hinaus der Menge der im Reaktorkühlmittel gelösten Gase (Kühlmittelaufbereitung).

Mit dem Nachspeise- und Abgabeuntersystem (Make-up and Discharge Subsystem) wird das Inventar des Primärkühlkreislaufs kontrolliert. Unter Verwendung von Filtern und Ionenaustauschern reinigt das Chemiekontrollsysteem (Chemistry Control Circuit) das Kühlmittel und hält die Kühlmittelaktivität unterhalb spezifizierter Grenzwerte. Das Chemikaliendosiersystem (Chemical and Dosing Subsystem) ist für die Zugabe von Chemikalien und die Entgasung des Kühlmittels zuständig. /IAE 19/

## 2.3 Sekundärkreis

Das Turbinen-Generator-System basiert auf konventioneller Kraftwerkstechnik. Der erzeugte Dampf passiert zuerst die Hochdruckturbine, anschließend den Wasserabscheider und Zwischenüberheizer, bevor er die Niederdruckturbine passiert und schließlich im Kondensator kondensiert wird. Das Kondensat wird vorgewärmt und wieder dem Speisewassersystem zugeführt. /IAE 19/

### 3 Auslegung

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Der Rolls-Royce SMR ist so ausgelegt, dass die Reaktivitätskontrolle im Normalbetrieb ohne Zugabe von Borsäurelösung in das Kühlmittel erfolgt. Die Reaktivität im Reaktor wird allein über die Bewegung der 113 Steuerelemente und die Ausnutzung des bei Druckwasserreaktoren negativen Moderator- und Temperaturkoeffizienten geregelt. Dadurch unterscheidet sich der SMR von Rolls-Royce wesentlich von den weltweit betriebenen Druckwasserreaktoren. Der Wegfall der Borsäure erlaubt eine vereinfachte Auslegung der Anlage.

Die Auslegung der Steuerstabtriebe basiert auf der Verwendung eines vorhandenen, in einem Schachbrettmuster angeordneten CRDM-Systems (Control Rod Drive Mechanism) mit linearen, magnetisch gesteuerten Hebevorrichtungen. Somit ist das Steuerstabtriebssystem sicherheitsgerichtet („fail-safe“) ausgelegt, was bei Eintritt eines Stromausfalls oder einer Reaktorschneidabschaltung (RESA), die wiederum eine Unterbrechung des Stromflusses auslöst, dazu führt, dass die Steuerstäbe schwerkraftgetrieben in den Kern einfallen und die Kettenreaktion unterbrechen. Sollte dieses System versagen, kommt das Zusatzboriersystem (Emergency Boron Injection System, EBI) zum Einsatz, welches eine Rekritikalität des Reaktors auf Grund des großen Neutroneneinfangquerschnitts des eingespeisten Bors dauerhaft unterbindet. Diese Mechanismen werden durch ein unabhängiges, diversitäres Leittechniksystem ausgelöst /IAE 19/.

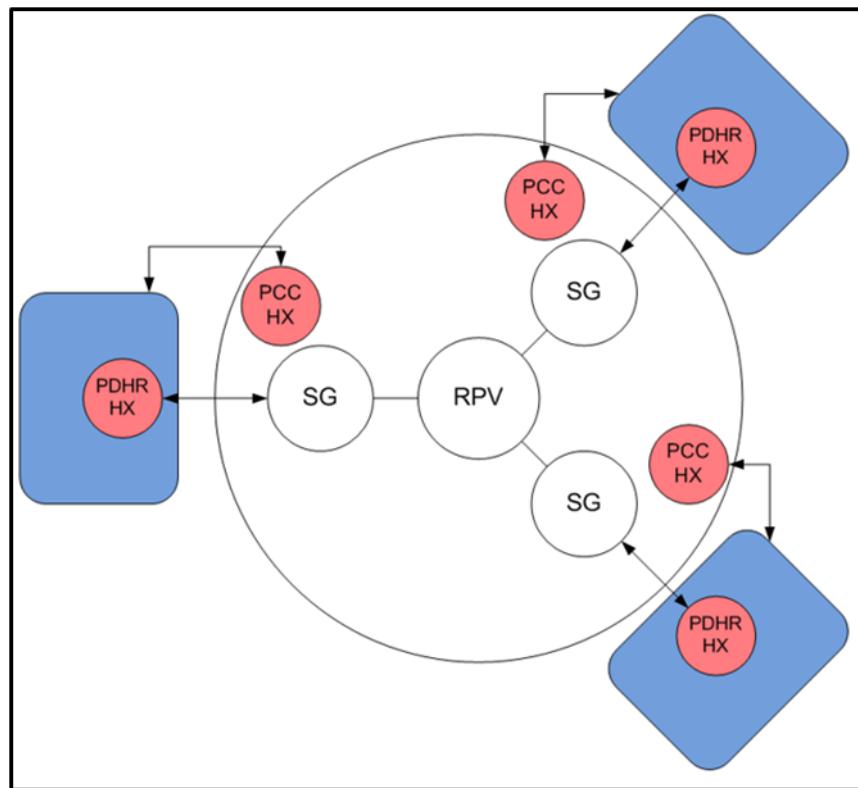
#### 3.2 Nachwärmeverfuhr- und Notkühlsysteme

Der Rolls-Royce SMR verfügt über eine Kombination aus aktiven und passiven Systemen zur Nachwärmeverfuhr. Im Normalbetrieb erfolgt die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger und den Sekundärkreis mit Turbine und Kondensator.

Das passive Nachwärmeverfuhrsystem (Passive Decay Heat Removal System, PDHRS) dient der Abfuhr der Nachzerrfallswärme nach einer planmäßigen Reaktorabschaltung sowie in Störfällen, bei denen der Sekundärkreis nicht zur Verfügung steht. Das dreisträngig aufgebaute Nachwärmeverfuhrsystem nutzt den Großteil der Primärkreiskomponenten und transportiert den in den Dampferzeugern (Steam Generator, SG) erzeugten Dampf unter Umgehung der Turbinen direkt zu den Kondensatoren des passiven Nachwärmeverfuhrsystems (Passive Decay Heat Removal System Heat Exchanger, PDHR HX), welche je Strang in einem separaten, höhergelegenen Wasserbecken (Local Ultimate Heatsink System, LUHS) verortet sind. Hier

wird das Primärkühlmittel gekühlt und re-kondensiert. Das Kühlwasser der offenen LUHS-Pools kann im weiteren Verlauf sieden und verdampfen und wirkt so als passive finale Wärmeesenke.

Ebenfalls an die Wasserpools angeschlossen ist das passive Containmentkühlungssystem (Passive Containment Cooling System (PCCs), welches im Bedarfsfall über die die 3x2 Wärmetauscher im Containment (PCC HX) Wärme abführt. Die beschriebenen Komponenten des passiven Nachwärmeabfuhrsystems sind in Abb. 3.1 schematisch gezeigt. Die Wirkungsweise des Notkühlungssystems (Emergency Core Cooling System, ECCS) wird in Kapitel 3.4 diskutiert.



**Abb. 3.1** Aufbau des passiven Nachwärmeabfuhrsystems, PDHRS /ONR 23/

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Neben den klassischen Barrieren Brennstoff und Brennstoffhüllrohr setzt sich das Containmentsystem aus zwei Hauptkomponenten zusammen. Dem Sicherheitsbehälter und einer so genannten „Hazard Protection Barrier“, die den Stahlbehälter umgibt. Darüber hinaus besteht das Containment-System aus einer Reihe weiterer Eigenschaften zum Einschluss radioaktiver Stoffe. Für die Auslegung des Stahlcontainments wurde der unterstellte Druckaufbau in Folge eines KMV (Kühlmittelverluststörfalles) mit großem Leck zugrunde gelegt. Mit dem Einbau eines passiven Systems zur Containmentkühlung (Passive Containment Cooling System,

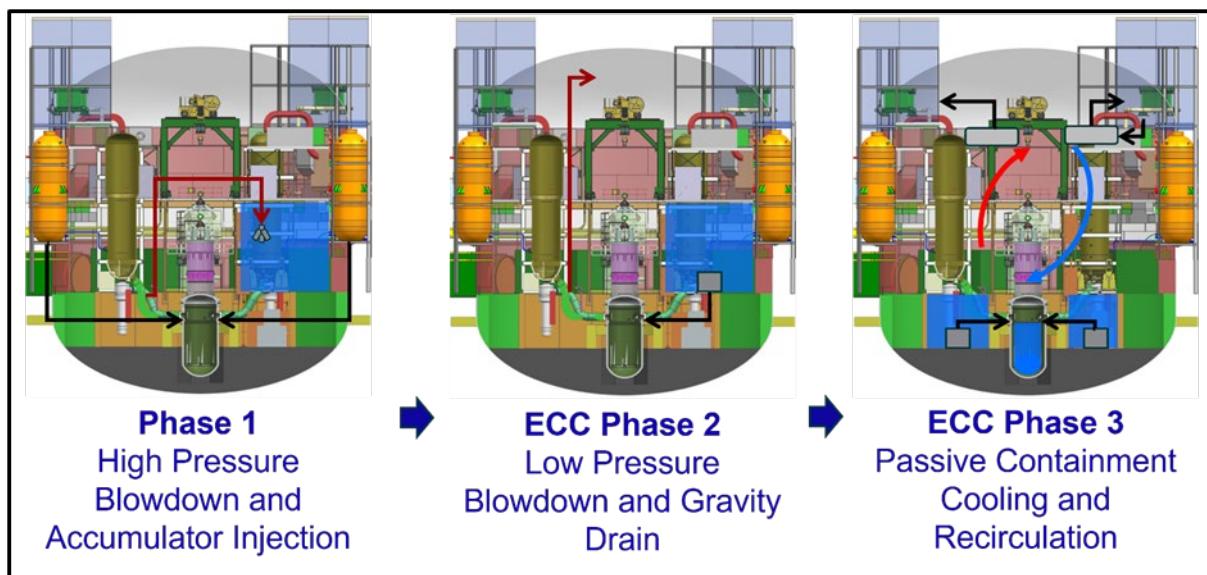
PCCS, siehe Kapitel 3.2) konnte die Dicke der Stahlhülle reduziert werden. Zudem werde durch die geringere Containmentdicke eine Vereinfachung der Schweißarbeiten vor Ort ermöglicht, die keine anschließende Wärmebehandlung vor Ort mehr erfordert.

### 3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen

Bei der Konzeptentwicklung wurde nach Herstellerangaben ein risikobasierter Ansatz gewählt, mit dem das Gefährdungsrisiko so niedrig wie vernünftigerweise praktisch umsetzbar gehalten wurde. Für eine robuste sicherheitstechnische Auslegung wurden konservative deterministische Annahmen zu Grunde gelegt. Durch die Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes (Defence-in-depth) sollen in allen Betriebsphasen und Zyklen der Anlage diversitäre und unabhängige Systeme für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen (DBC, Design Basis Conditions, Auslegungsstörfälle) und auslegungsüberschreitenden Ereignissen (DEC, Design Extension Conditions) zur Verfügung stehen.

In Ergänzung zu den aktiven und passiven Systemen zur Nachwärmeabfuhr über Primär- und Sekundärkreis und PDHRS ist das Notkernkühlsystem (Emergency Core Cooling System, ECCS) passiv, redundant, diversitär und räumlich getrennt auch zur Beherrschung von Störfällen mit Unverfügbarkeit der Dampferzeuger ausgelegt. Dazu zählt beispielsweise der Kühlmittelverluststörfall (Loss of Coolant Accident, LOCA). Das ECCS wirkt in drei Phasen, welche in Abb. 3.2 dargestellt sind. Zunächst wird der Reaktorkühlkreislauf über spezielle Überdruckventile geöffnet und in den Sicherheitsbehälter abgeblasen. Zusätzlich wird Wasser über drei Akkumulatortanks ersetzt (Phase 1). Anschließend erfolgt eine Niederdruckwassereinspeisung aus dem BE-Lagerbacken (refuelling pool) und dem LOCA-Hilfsbecken (Phase 2). Das verdampfende Wasser kondensiert an der Innenseite des Sicherheitsbehälters und sammelt sich in den unteren Bereichen, dem Containment-Sumpf. Phase 3 wird dann durch das passive Verdampfen und Kondensieren des im Sicherheitsbehälter vorhandenen Wasserinventars sowie über die PCC HX (vgl. auch Kapitel 3.2 und Abb. 3.1) realisiert.

Für kleine Lecks, die nicht zu einem LOCA-Störfall führen, verfügt der Rolls-Royce SMR darüber hinaus über das Hochdruckeinspeisystem (High Pressure Injection System, HPIS), welches Wasserverluste in Folge kleiner Lecks aktiv ersetzen soll. Mit der Reaktorschneellschaltung mittels Steuerstäben und dem Zusatzboriersystem (Emergency Boron Injection System, EBI) sind zwei diversitäre Systeme zum Abschalten des Reaktors vorhanden. Zur Auslösung von HPIS und EBI kommen unabhängige und diversitäre E- & Leittechniksysteme zum Einsatz.

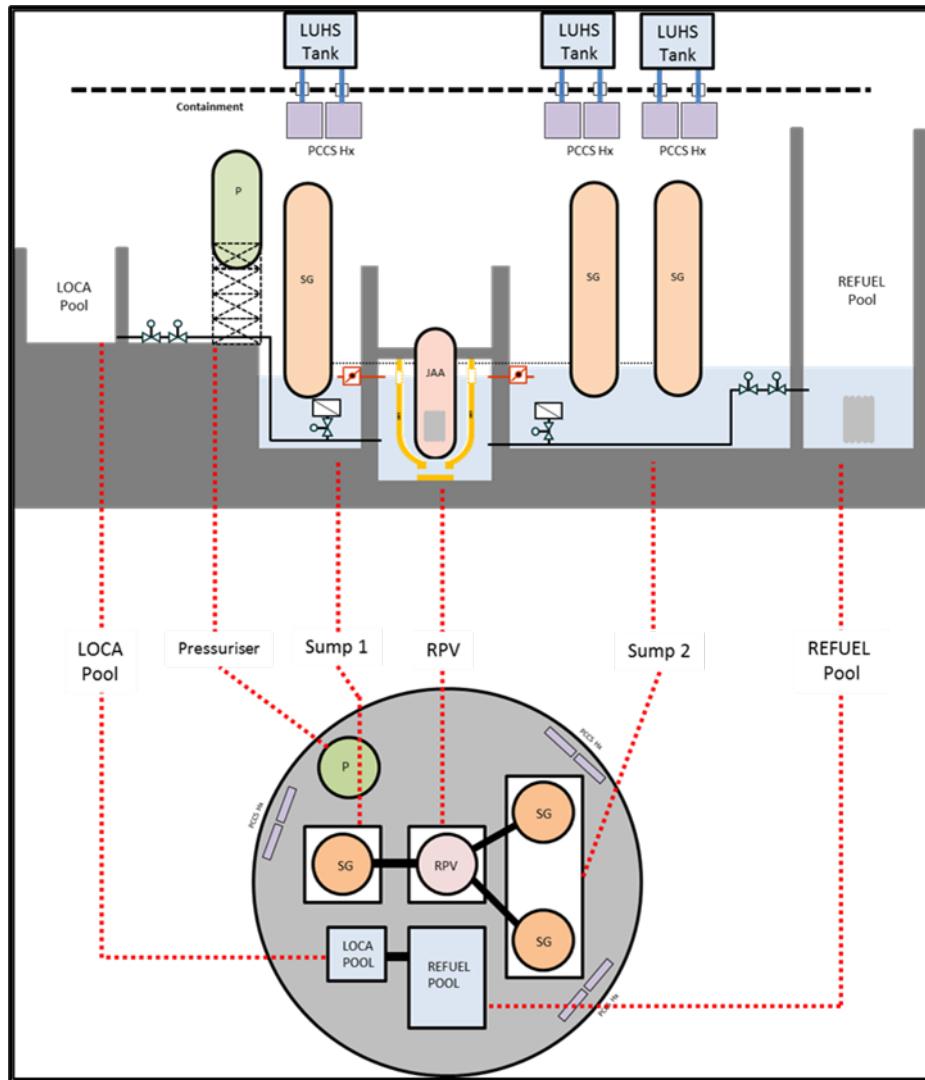


**Abb. 3.2** Funktionsweise des ECCS /ONR 23/

Zur Abmilderung der Folgen schwerer Unfälle und zum Erhalt der Integrität des Containments sind passive Wasserstoff-Rekombinatoren zur Verhinderung von Wasserstoffexplosionen und ein dreisträngiges System zur Druckentlastung des Containments installiert (3 x 100%). Im Fall eines schweren Kernschadens mit Kernschmelze (DEC-B, Design Extension Conditions B, Auslegungsüberschreitende Unfälle mit Kernschaden) lässt sich die Reaktorgrube mit Hilfe des Reactor Vessel Cavity Injection System (RVCIS, Abb. 3.3) mit Wasser fluten, um den RDB von außen zu kühlen und dadurch dessen Versagen zu verhindern (Schmelzerückhaltung, In-Vessel Retention, IVR) /IAE 19/ /ONR 23/. Das dazu benötigte Wasser wird dem BE-Lagerbacken und dem LOCA-Hilfsbecken entnommen.

Die durchgeführte probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) ergab für die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency) einen Wert von  $< 10^{-7}/\text{a}$ . Darüber hinaus zeigte die PSA nach Herstellerangaben, dass kein einzelnes auslösendes Ereignis überproportional die Kernschadenshäufigkeit beeinflusst. /RRC 17/

Bedingt durch die passive Anlagenauslegung werden potenziell negative Auswirkungen menschlichen Fehlverhaltens bei sicherheitsrelevanten Aktionen als vernachlässigbar eingeschätzt. Durch die Automatisierung und die Nutzung passiver Sicherheitssysteme werde die Belastung der Schichtmannschaft im Ereignisfall stark reduziert. Gemäß der Anlagenauslegung sind für die Dauer von 72 Stunden nach Eintritt eines Auslegungsstörfalls keine Handmaßnahmen durch das Personal erforderlich.



**Abb. 3.3** Schematischer Aufbau des RVCIS /ONR 23/

Im Fall eines schweren Unfalls (DEC) können die Notfallmaßnahmen von der Notwarte (Emergency Control Center) aus durchgeführt werden. /IAE 19/

### 3.5 Elektrotechnik

Das Stromversorgungssystem (Electrical Power System, EPS) des Rolls-Royce SMR überträgt vom Hauptgenerator erzeugte elektrische Energie bis zum Netzanschlusspunkt, um die Verbraucher am Standort mit elektrischer Energie zu versorgen. Der Hauptgenerator erzeugt Strom mit einer Spannung von 20 kV. Für den Anschluss an das Stromnetz hebt ein Transfomator die Spannung entsprechend an /IAE 19/.

Um wichtige Verbraucher bei Ausfall der Stromversorgung weiter mit Strom zu versorgen, gibt es Notstromdieselaggregate. Zudem gibt es Energiespeichersysteme (z.B. Batterien), die den kurzfristigen Strombedarf wichtiger Geräte abdecken.

Gemäß der Auslegungsphilosophie, passive Sicherheitseinrichtungen vorzuziehen, erweisen sich elektrisch betriebene, aktive Komponenten als sicherheitstechnisch unwichtig für die Beherrschung von Ereignissen, die die Anlage gefährden /RRC 17/. Dementsprechend stuft der Hersteller die Gefährdung durch SBO-Szenarien (Station Blackout) als sehr gering ein.

### **3.6 Leittechnik**

Das betriebliche Leittechniksystem des Rolls-Royce SMR dient zur Steuerung der Betriebsabläufe im Normalbetrieb und zum Schutz der Anlage. Das Leittechniksystem verwendet eine industriell verfügbare speicherprogrammierbare Steuerung (Programmable Logic Controller, PLC) oder ein Prozessleitsystem (Distributed Control System, DCS). Um Diversität in den verschiedenen Redundanzen zu gewährleisten, kommen sowohl analoge als auch nicht-programmierbare digitale Sensoren zum Einsatz. Die Signalweiterleitung erfolgt über festverdrahtete, digitale Mehrkanalverbindungen. Auch Drahtlosechnologien und „smart devices“ werden für den Rolls-Royce SMR in Erwägung gezogen /IAE 19/, /IAE 22/.

Um auch in sehr späten Phasen eines unterstellten Reaktorunfalls (ggf. über Monate und Jahre) Informationen über den Anlagenzustand zu erhalten, wurde das „Post-Accident and Severe Accident Management System“ entwickelt, das eine Bewertung des Anlagenzustands durch die Überwachung ausgewählter Variablen der Anlage ermöglicht /IAE 19/, /IAE 22/.

Gemäß den Herstellerangaben wurde die Leittechnik des Rolls-Royce SMR basierend auf bewährten Systemen ausgelegt. Dabei wurden angemessene und zuverlässige technische Lösungen eingesetzt und die Konzepte der gestaffelten Sicherheitsebenen, der Minimierung der Auslegungskomplexität, Diversität und Redundanz der Sicherheitssysteme etc. umgesetzt /IAE 19/, /IAE 22/.

### **Reaktorschutzsystem**

Das Reaktorschutzsystem (Reactor Protection System, RPS) sorgt für eine sichere Abschaltung im Falle einer Störung. Für das Reaktorschutzsystem wurde eine Prioritätslogik umgesetzt, welche anhand der empfangenen Eingangssignale entscheidet, ob eine Reaktorabschaltung ausgelöst werden soll oder nicht. Es kommen digitale Systeme zum Einsatz, die spezifisch für die kerntechnische Industrie entwickelt wurden. Darüber hinaus kommt als

zusätzliches diversitäres System, das „Hardwired Diverse Protection System“, (HDPS), ein festverdrahtetes, analoges System zum Einsatz, das einfache, nicht programmierbare Elektronik verwendet und somit möglichen Cyberangriffen widerstehen kann /IAE 19/, /IAE 22/.

Das nukleare Leittechniksystem umfasst gemäß /IAEA 19/ auch das Brennstoff- und Gefahrstoffüberwachungssystem.

### **3.7 Wartenkonzept**

Im Normalbetrieb wird die Anlage von den Operateuren auf der Warte gesteuert. Das Rolls-Royce SMR-Konzept umfasst ein fortschrittliches, aber konventionelles Warten-Design, das bewährte Leittechnik-Architektur und Technologie verwendet. In der Leittechnik-Architektur ist die Gestaltung der Human Machine Interface so optimiert, dass die Anforderungen an die menschlichen Faktoren für eine Schnittstelle mit sehr großem Informationsgehalt berücksichtigt und die Erfüllung der Aufgaben für das Bedienpersonal erleichtert werden.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

### **3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### **3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Es gibt ein Integriertes Managementsystem (IMS), in dessen Rahmen Regelungen und Handbücher erstellt werden. Das Managementsystem entspricht den Anforderungen der International Organization for Standardization (ISO), der American Society of Mechanical Engineers (ASME) und der IAEA. Zudem wurden Unterlagen für eine Zertifizierung nach ISO 9001:2015 eingereicht. /ONR 23/

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

## 4 IT-Sicherheit

Derzeit liegen keine Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zu den IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

### Allgemeines zur Sicherung

Der Rolls-Royce SMR verwendet UO<sub>2</sub>-Kernbrennstoff, wie er auch in konventionellen Kernkraftwerken eingesetzt wird, und weist eine Anreicherung von <5% auf. In der zugehörigen Anlage werden auch die abgebrannten Brennelemente in einem Nasslager sowie in einem optionalen Trockenlager zwischengelagert. Entsprechend der Einstufung nach Tab. 1 /IAE 11/ ist dieses Konzept somit als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) einzustufen.

Rolls-Royce ist ein britischer Großkonzern, der eine Sparte im Bereich Kerntechnik besitzt und für die Entwicklung des SMR-Konzepts zuständig ist. Rolls-Royce besitzt eine jahrzehntelange Erfahrung in diesem Bereich (Bsp. Bau von Reaktoren für Atom-Uboote seit den 1950er Jahren), sodass ein Bewusstsein für Aspekte der Sicherung bei der weiteren Entwicklung des SMR zu unterstellen ist. Da die Technik des SMR teilweise auf denen konventioneller Kernkraftwerke basiert, ist es plausibel anzunehmen, dass Rolls-Royce auch bei der Sicherung auf bewährte Maßnahmen konventioneller Kernkraftwerke zurückgreift.

### Sicherung des Anlagenstandortes

Das Rolls-Royce-SMR Anlagengelände weist einen Flächenbedarf von 4 ha auf /IAE 22/ und bewegt sich dabei im durchschnittlichen Bereich der untersuchten SMR-Konzepte. Es besitzt ein, sich von anderen Konzepten abhebendes, Design mit runden bzw. ovalen Elementen. So befindet sich in seinem Zentrum die RI, das Turbinenhaus und das Kühlwassergebäude unter einer abgerundeten, segmentierten Kuppel. Sonstige Gebäude, wie Verwaltungs-, Generatoren und Lagergebäude sind in einem ovalen Wall untergebracht, der die zentrale Kuppel umringt (Abb. 2.1).

Die Anlage wird über eine zentrale Zufahrtstraße erreicht. Lediglich außerhalb der ovalen Wallstruktur befinden sich Parkplätze. Ein Einfahren in die Anlage mit privaten PKW scheint daher nicht vorgesehen zu sein. Beim Betreten der Anlage über die zentrale Zufahrt soll eine Sicherungseinrichtung (Wachgebäude) vorgesehen werden, an der vermutlich der Zugang von Personen sowie Gepäck und Fahrzeuge kontrolliert werden soll. Die genaue Ausführung dieses Zugangs, ob mit Schleuse und/oder Durchfahrschutz, geht aus den Unterlagen hingegen nicht hervor. An der Außenhaut des umgebenden Walls soll eine Sicherungsbarriere angebracht sein (Abb. 2.1), die man vermutlich als Perimeter bezeichnen kann. Auf diversen Konzeptdarstellungen ist die unmittelbare Umgebung um das Anlagengelände als plane Ebene ohne Vegetation dargestellt, dies verbessert die Erkennung potenzieller Täter im Vorfeld der Anlage

(Übersichtlichkeit). Auch gibt es eine Höhendifferenz zwischen dem Wall und einer tieferen Ebene, die sich aus dem Parkplatzfläche fortsetzt und den Wall zu umgeben scheint (Abb. 2.1). Dies erschwert zusätzlich das Eindringen und verbessert gleichzeitig das Erkennen potenzieller Täter beim Annähern auf das Gelände. In aktuelleren Layoutdarstellungen (Vgl. /IAE 22/) sind jedoch abweichende Gebäudeanordnungen dargestellt, in denen sonstige Gebäude nicht länger in der ovalen Wallstruktur untergebracht sind. Daher bleibt festzuhalten, dass es sich bei diesen baulichen Sicherungselementen um eine Momentaufnahme handelt und ein finales Design erst tatsächlichen Aufschluss über die baulichen Sicherungseinrichtungen gibt.

Bei dem von der Sicherungsbarriere umschlossenen Anlagengelände scheint es sich um den zutrittsbeschränkten Bereich zu handeln. Das zentrale Bauelement mit RI, Turbinenhaus und dem Kühlwassergebäude sollte aus plausiblen Gründen ebenso den geschützten Bereich darstellen wie auch die Lagergebäude für frischen bzw. abgebrannten Kernbrennstoff. Die Festlegung eines inneren bzw. bedeutenden Bereichs wäre für die RI aber auch für Lagergebäude für frischen und abgebrannten Kernbrennstoff plausibel.

Auf den diversen Anlagenlayoutdarstellungen (Vgl. Abb. 2.1, /IAE 19/) ist zu erkennen, dass das Anlagengelände über eine gerade zulaufende Straße mit Fahrzeugen angefahren werden kann. Dies ermöglicht eine hohe potenzielle Anfahrgeschwindigkeit, die einen Durchbruch durch ein Tor bzw. eine Schleuse erleichtert.

### Bauliche Sicherungsmaßnahmen

Der ovale Wall, der je nach Konzeptlayout auch Gebäude beinhaltet, ist mit einer Sicherungsbarriere ausgestattet und soll zudem gegen externe Gefahren und Flugzeugabsturz sichern. Das unter der Kuppelstruktur befindliche RI-Gebäude beinhaltet das Containment und damit den RDB sowie das Nasslager für abgebrannten oder frischen Kernbrennstoff und bedarf daher besonderen Schutzes. In Abb. 5.1 ist ein Querschnitt dargestellt, aus dem einige Informationen über die Bauweise entnommen werden können. Es ist dargestellt, dass Wände und die Decke des RI besonders dickwandig ausgeführt sind, besonders im Vergleich zum benachbarten Turbinenhaus. Im Vergleich zu den Wänden weist die Decke eine zusätzlich erhöhte Dicke auf. Es kann angenommen werden, dass sie Schäden durch einen Flugzeugabsturz reduziert, da der umgebende Wall der RI bereits einen entsprechenden seitlichen Schutz verleiht. Zusätzlich soll das RI auch eine gewisse Rückhaltung gegen Freisetzung ermöglichen.

Ebenfalls ist zu erkennen, dass die segmentierte, abgerundete Hülle (Abb. 5.1) sehr dünnwandig und daher vermutlich primär aus optischen Gründen vorhanden ist. Dennoch bietet sie

einen gewissen Schutz gegen kleine Flugobjekte wie Drohnen bzw. könnte den Einsatz von sonstigen luftbasierten Transportmitteln erschweren.



**Abb. 5.1** Querschnitt durch die Reactor Island und das Turbinenhaus /RRC 22/

Die Widerstandsfähigkeit des Rolls Royce SMR gegen ein Bemessungserdbeben (safe shutdown earthquake) wird mit >0,3 g angegeben /IAE 22/. Nicht näher spezifizierte Sicherheitsbereiche der Anlage sind durch eine seismische Isolierung zusätzlich geschützt, hierunter fällt vermutlich die RI. Daher kann die Erdbebenwiderstandsfähigkeit nur bedingt für einen Vergleich mit anderen SMR verwendet werden.

Die Orte, an denen Kernbrennstoffe gehandhabt werden und die als aktivitätsführende Bereiche gezählt werden können, ähneln denen klassischer Kernkraftwerke. Innerhalb des die Anlage umgebenden Walls findet sich die RI, in denen der RDB sowie das Lagerbecken für abgebrannten Kernbrennstoff gelegen sind. Sie befinden sich allesamt im Containment. Abgebrannte Brennelemente werden nur kurzzeitig im Lagerbecken gelagert und anschließend in ein eigenes, außerhalb gelegenen Abklingbeckens überführt /IAE 22/. Außerhalb des RI sind Gebäude für eine Lagerung von frischem Kernbrennstoff vorgesehen. Optional kann ein Zwischenlager für abgebrannten Kernbrennstoff am Standort, jedoch außerhalb der ovalen Wallstruktur errichtet werden /IAE 22/.

Die Sicherungsebenen um den Kernbrennstoff sind in Kapitel 3.3 näher beschrieben. Es handelt sich dabei um die Brennstoffmatrix, das Brennstoffhüllrohr, den Sicherheitsbehälter und die sogenannte "Hazard Protection Barrier", die den Stahlbehälter umgibt.

### Technische Sicherungsmaßnahmen

Das Gelände des Rolls-Royce-SMR ist von einer Sicherungsbarriere umgeben. Sie erfüllt vermutlich die Funktion eines Perimeters. Hinzu kommt die Bauweise des Walls, die aufgrund

der erhöhten Bauweise das Eindringen zusätzlich erschwert. Da ein Perimeter ohne die zusätzlichen Funktionen Detektion und Alarmierung keinen Mehrwert für die Sicherung darstellt, ist es plausibel anzunehmen, dass auch entsprechende technische Einrichtungen vorgesehen sind oder werden.

Ein konkreter Nachweis zu technischen Sicherungseinrichtungen ist in den verfügbaren Unterlagen jedoch nicht enthalten.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Zu personellen Sicherungsmaßnahmen finden sich keine expliziten Informationen für das Rolls-Royce SMR-Konzept. Anhand der Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen, die anzunehmender Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktion überprüft bzw. verarbeitet. So mit ist es auch plausibel anzunehmen, dass eine Alarmierungszentrale vorgesehen ist.

Auch das Vorhandensein eines Sicherungsgebäudes an der Zufahrt muss zur Wahrung seiner Funktion mit Sicherungspersonal besetzt sein. Dies ist ein weiterer Hinweis für das Vorsehen von Sicherungspersonal.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

### **Sonstige Sicherungsmaßnahmen**

Ein Drittel der verwendeten Brennelemente müssen alle 18–24 Monate ausgetauscht werden. Die angestrebte Anlagenbetriebszeit liegt bei 60 Jahren. Hieraus ergeben sich zwischen 30 und 45 Brennelementwechsel für die gesamte Anlagenbetriebszeit. Da bei einem BE-Wechsel weniger Barrieren um den Kernbrennstoff vorliegen, sollten Ersatzmaßnahmen vorgenommen werden.

Auf dem Anlagengelände ist eine Not-Wechselstromversorgung vorgesehen. Über sie könnten auch Sicherungseinrichtungen angeschlossen und im Bedarfsfall weiter betrieben werden.

## 6 Stand der Realisierung

Rolls-Royce hat im Jahr 2015 mit der Entwicklung eines ersten Konzeptes für einen SMR begonnen. Ein Jahr später gründete das Unternehmen mit mehreren Firmen ein Konsortium (Assystem, Atkins, BAM Nuttall, Laing O'Rourke, National Nuclear Laboratory, Nuclear AMRC, Rolls-Royce, Wood and The Welding Institute) zur weiteren Entwicklung des SMR-Konzeptes /WNN 20/. Zudem hat Rolls-Royce zusammen mit britischen Behörden das „Nuclear Advanced Manufacturing Research Centre“, in Sheffield gegründet und ein Netzwerk von mehr als 25 Universitäten ins Leben gerufen, welches sich mit verschiedenen Forschungsprogrammen befasst, die durch Rolls-Royce unterstützt werden /BAU 20/. 2017 war das Auslegungskonzept für den UK-SMR ausgereift und fertiggestellt. 2021 haben Rolls-Royce und Cavendish Nuclear, ein Tochterunternehmen der Babcock International Group, eine Absichtserklärung (Memorandum of Understanding, MoU) für eine Zusammenarbeit im UK-SMR-Programm unterschrieben /RRC 21a/. Die Rolls-Royce Gruppe hat in der ersten Novemberhälfte 2021 die Rolls-Royce SMR Limited für die Vermarktung des UK-SMR gegründet, die in der zweiten Novemberhälfte 2021 eine Absichtserklärung (Notice of Intention) zur Genehmigung des Rolls-Royce SMR beim damaligen „Department for Business Energy and Industrial Strategy“ (BEIS) eingereicht hat. Dieses prüfte zunächst formal, ob das Rolls-Royce SMR-Geschäftsfeld für die Teilnahme am GDA-Prozess (Generic Design Assessment) des Office for Nuclear Regulation (ONR) geeignet ist /NEI 21/, /RRC 21b/. „Step 1“ des GDA-Prozesses startete im April 2022 und konnte nach einem Jahr erfolgreich abgeschlossen werden. Im April 2023 startete „Step 2“, welcher mit einer Dauer von 16 Monaten angesetzt ist. Die Dauer des gesamten GDA-Verfahrens beziffert ONR auf 52 Monate mit einem angestrebten Abschluss und der Erteilung der Design Acceptance Confirmation (DAC) im August 2026. Der Abschlussbericht von „Step 1“ wurde von der ONR auf deren Webseite veröffentlicht /ONR 23/. Rolls-Royce hat zum laufenden GDA-Prozess eine eigene Webseite eingerichtet, wo der Prozess verfolgt werden kann: <https://qda.rolls-royce-smr.com/>.

Im November 2022 gab das Unternehmen bekannt, dass man mit Hilfe der britischen Nuclear Decommissioning Authority (NDA) eine Studie zur Standortbewertung für den möglichen Bau und Betrieb des Rolls-Royce SMR abgeschlossen habe. Besonders geeignet seien demnach die vier Standorte Trawsfynydd in Nordwales, ein Grundstück in der Nähe des Nuklearkomplexes Sellafield in Nordwestengland, Wylfa auf der Insel Anglesey in Nordwales und Oldbury im Zentralwesten Englands. An diesen Standorten sei es möglich, mehrere Rolls-Royce SMR mit einer Gesamtkapazität von bis zu 15 GW<sub>e</sub> zu realisieren. Weitere Standorte seien darüber hinaus ebenfalls geeignet, bedürfen jedoch noch weiteren Abklärungen und kommen daher erst für spätere SMR-Projekte in Betracht. /NFS 22/

Auch die Standortwahl für eine Fabrik zur Fertigung der Komponenten konnte im Dezember 2022 vorangebracht werden, indem das Unternehmen eine Shortlist aus drei möglichen Standorten präsentierte: Der International Advanced Manufacturing Park in Sunderland, South Tyneside im Nordosten Englands; Teesworks, Redcar, in Teesside ebenfalls in Nordostengland; und Gateway, Deeside, in Nordwales. /WNN 22/

Im Hinblick auf die Realisierung des UK-SMR sucht Rolls-Royce aktiv nach britischen Zulieferern zum Aufbau der Lieferkette. Dazu hat das Unternehmen ein Internetportal eingerichtet, über das Interessenten sich registrieren können, um so den Kontakt zu Rolls-Royce SMR herzustellen. /RRC 23/

Für die Entwicklung und Fertigung des Brennstoffs und zugehöriger Kerneinbauten für den UK SMR hat Rolls-Royce SMR im Oktober 2023 einen Vertrag mit Westinghouse abgeschlossen. Demzufolge soll der Brennstoff für den UK-SMR auf einem bestehenden Brennstoffdesign von Westinghouse basieren und die Entwicklung und Herstellung am Standort Springfields in Lancashire erfolgen. /RRC 23a/

Rolls-Royce plant zunächst 10–15 Anlagen bzw. Module im Vereinigten Königreich zu bauen /WNN 20/. Später möchte das Unternehmen dann auch in den Export einsteigen. Rolls-Royce SMR hatte sich an einem Wettbewerb um eine finanzielle Förderung der Regierung für SMR-Entwicklungen beworben. In der ersten Stufe des Auswahlverfahrens wurden Rolls-Royce SMR mit dem UK-SMR-Konzept sowie fünf weitere SMR-Anbieter vorausgewählt. In der nächsten Runde des Wettbewerbs können diese sich um die ausgelobten Förderverträge bewerben. Die endgültige Entscheidung über deren Vergabe soll im Frühjahr 2024 getroffen werden. Hinter dem Wettbewerb steht die Absicht, auch SMR zu nutzen, um die britische Kernkraftwerksflotte zu erneuern und auszubauen. /WNN 23/

Bezüglich eines Exports des UK-SMR kooperiert Rolls-Royce SMR mit dem niederländischen Unternehmen ULC-Energy, das sich zum Ziel gesetzt hat, durch die Entwicklung von Kernenergieprojekten die Dekarbonisierung in den Niederlanden voranzubringen. Die beiden Partner planen für das Jahr 2024 die Auswahl eines Standorts und Vertragsverhandlungen. Im Jahr 2025 soll dann ein Genehmigungsverfahren eingeleitet werden, um im Jahr 2027 mit dem Bau eines SMR beginnen zu können, der dann im Jahr 2030 in Betrieb genommen werden soll. /WNN 23/

## 7 Quellen

- /BAU 20/ Baublatt: Kernenergie: Kleinst-AKW für England, <https://www.baublatt.ch/bauprojekte/kernenergie-kleinst-akw-fuer-england-29150>, 31.01.2020, letzter Zugriff: 28.12.2022
- /RTC 22/ Real Transition Conference 2022, Amsterdam, NL, Sophie Macfarlane Smith, Rolls Royce, Videoaufzeichnung, Abgerufen: 27.12.2022, <https://gnppo.org.gh/?p=1109>
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 19/ Status Report – UK SMR (Rolls Royce and Partners), IAEA, 30.09.2019, [https://aris.iaea.org/PDF/UK-SMR\\_2020.pdf](https://aris.iaea.org/PDF/UK-SMR_2020.pdf), Zugriff: 27.12.2022
- /IAE 22/ International Atomic Energy Agency (IAEA): “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition”, veröffentlicht im September 2022.
- /NEI 21/ Nuclear Engineering International: Rolls Royce starts Generic Design Assessment for SMR, 18.11.2021, letzter Zugriff: 28.12.2022 <https://www.neimagine.com/news/newsrolls-royce-starts-generic-design-assessment-for-smr-9260751>
- /NFS 22/ Großbritannien: Standorte für den SMR von Rolls-Royce identifiziert und bewertet, Nuklearforum Schweiz, 16.11.2022, Abgerufen 21.11.2022, <https://www.nuklearforum.ch/de/news/grossbritannien-standorte-fuer-den-smr-von-rolls-royce-identifiziert-und-bewertet>
- /ONR 23/ “Generic Design Assessment of the Rolls-Royce SMR – Step 1 summary”, Office of Nuclear Regulation (ONR), ONR Report Ref. No. ONRW-2019369590-1908, <https://www.onr.org.uk/new-reactors/rolls-royce/reports.htm>
- /RRC 17/ Rolls-Royce: UK SMR, Rolls Royce, 2017

/RRC 21a/ Rolls-Royce: Rolls-Royce and Cavendish Nuclear sign design and manufacturing delivery partnership agreement for SMR programme, 08.07.2021,  
<https://www.rolls-royce.com/media/press-releases/2021/08-07-2021-rr-and-cavendish-nuclear-sign-delivery-and-manufacturing-partnership-agreement.aspx>, letzter Zugriff: 29.12.2022

/RRC 21b/ Rolls-Royce: Rolls-Royce SMR milestone as first regulatory step initiated,  
<https://www.rolls-royce-smr.com/press/rolls-royce-smr-milestone-as-first-regulatory-step-initiated>, 17.11.2021, letzter Zugriff: 29.12.2022

/RRC 22/ Rolls-Royce: Rolls-Royce SMR – Clean, Affordable Energy for all, Präsentation auf der The Real Transition Veranstaltung in Amsterdam, 23.09.2022,  
<https://www.youtube.com/watch?v=5lhJxhJFA-0>, abgerufen am 12.01.2023

/RRC 23/ Rolls-Royce: Rolls-Royce SMR seeks ‘best of British’ in supply chain portal launch, 11.09.2023, online: [Rolls-Royce SMR seeks ‘best of British’ in supply chain portal launch - Rolls Royce SMR \(rolls-royce-smr.com\)](#), Zugriff: 24.10.2023.

/RRC 23a/ Rolls-Royce: Rolls-Royce SMR select UK based fuel solution, 11.10.2023, online: [Rolls-Royce SMR select UK based fuel solution - Rolls Royce SMR \(rolls-royce-smr.com\)](#), Zugriff: 24.10.2023.

/SKV 22/ Stichtign KernVisie, Rolls-Royce SMR, Abgerufen: 27.12.2022, <https://www.kernvisie.com/innovatie/innovatieve-kernreactorontwikkeling/rolls-royce-smr.html>

/SMR 22/ IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2022 Edition

/WNN 20/ World Nuclear News: Rolls-Royce sees SMRs on UK grid by 2029, <https://world-nuclear-news.org/Articles/Rolls-Royce-sees-SMRs-on-UK-grid-by-2029>, 24.01.2020, letzter Zugriff: 29.12.2022

/WNN 22/ Three UK sites in running to host first Rolls-Royce SMR factory, World Nuclear News, 19.12.2022, Abgerufen: 27.12.2022, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Three-UK-sites-in-running-to-host-first-Rolls-Royc>

/WNN 23/ World nuclear news: UK SMR selection contest: Six companies into next stage, 02.10.2023, online: [UK SMR selection contest: Six companies into next stage :](#) [New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.

/WNN 23a/ World nuclear news: Dutch government allocates funding for nuclear programme, 27.04.2023, online: [Dutch government allocates funding for nuclear programme :](#) [Nuclear Policies - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.

## Abkürzungsverzeichnis

ASME	American Society of Mechanical Engineers
BE	Brennelement
BEIS	Department for Business Energy and Industrial Strategy
CRDM	Control Rod Drive Mechanism
DAC	Design Acceptance Confirmation
DBC	Design Basis Conditions
DCS	Distributed Control System
DEC (A/B)	Design Extension Conditions (A – ohne Kernschaden; B – mit Kernschaden)
PDHRS	Passive Decay Heat Removal System
EBI	Emergency Boron Injection System
ECCS	Emergency Core Cooling System
EPS	Electrical Power System
EVA	Einwirkungen von Außen
GDA	Generic Design Assessment
HDPS	Hardwired Diverse Protection System
HPIS	High Pressure Injection System
HX	Heat Exchanger
ISO	International Organization for Standardization
IVR	In-Vessel Retention
LOCA	Loss Of Coolant Accident
LUHS	Local Ultimate Heatsink System
MoU	Memorandum of Understanding
NDA	Nuclear Decommissioning Authority
PCCS	Passive Containment Cooling System
PLC	Programmable Logic Controller
PSA	Probabilistic Safety Assessment

RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RI	Reactor Island
RVCIS	Reactor Vessel Cavity Injection System
SBO	Station Blackout
SG	Steam Generator
SLIS	Small Leak Injection System
SMR	Small Modular Reactor
UHS	Ultimate Heat Sink

## A.13 SMR-Steckbrief: „SMR-160“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

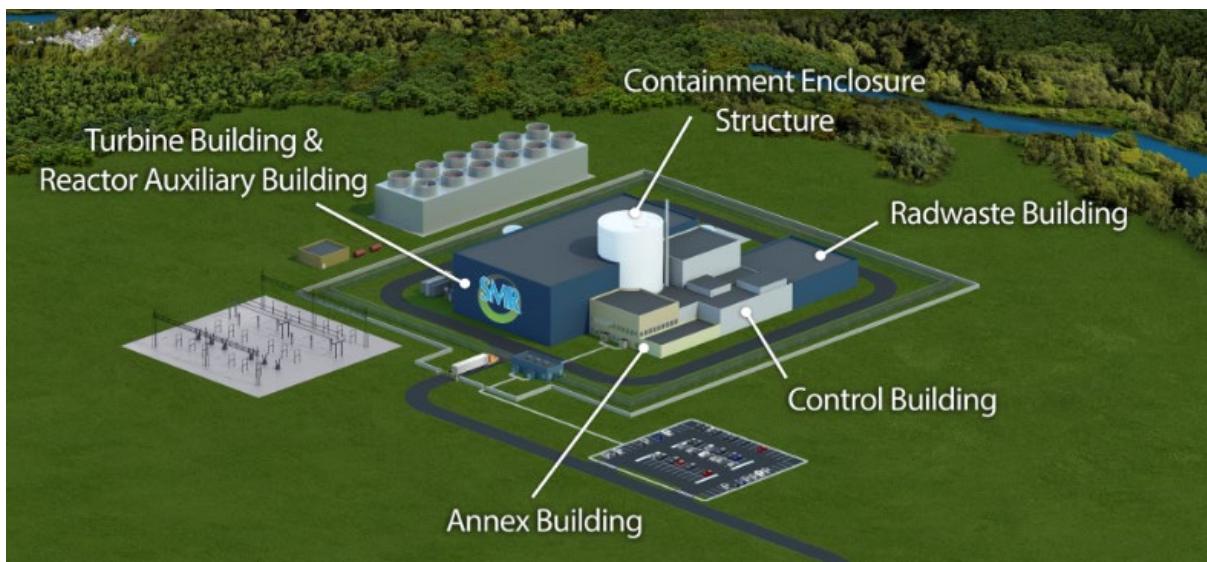
## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Der SMR-160 ist ein Druckwasserreaktor mit passiven Sicherheitssystemen, der von SMR LLC, einem Tochterunternehmen des US-amerikanischen Kerntechnik-Unternehmens Holtec International, entwickelt wurde. Der SMR-160 hat eine elektrische Nennleistung von 160 MWe.

Der SMR-160 soll die Vorteile passiver Sicherheitssysteme mit konservativer Technik und der Erfahrung des Unternehmens verbinden.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Es ist vorgesehen, dass der Reaktor, der Dampferzeuger und das Becken für abgebrannte Brennelemente in einem Containment installiert sind, das sich zum Teil unter der Erdoberfläche befindet. Der Reaktorkern soll in diesem Fall deutlich unterhalb der Erdoberfläche angeordnet werden. Abb. 2.1 zeigt das Layout einer SMR-160 Anlage in Tab. 2.1 sind wichtige Betriebsparameter aufgeführt.



**Abb. 2.1** Anlagenlayout eines SMR-160 Standorts /HOL 22/

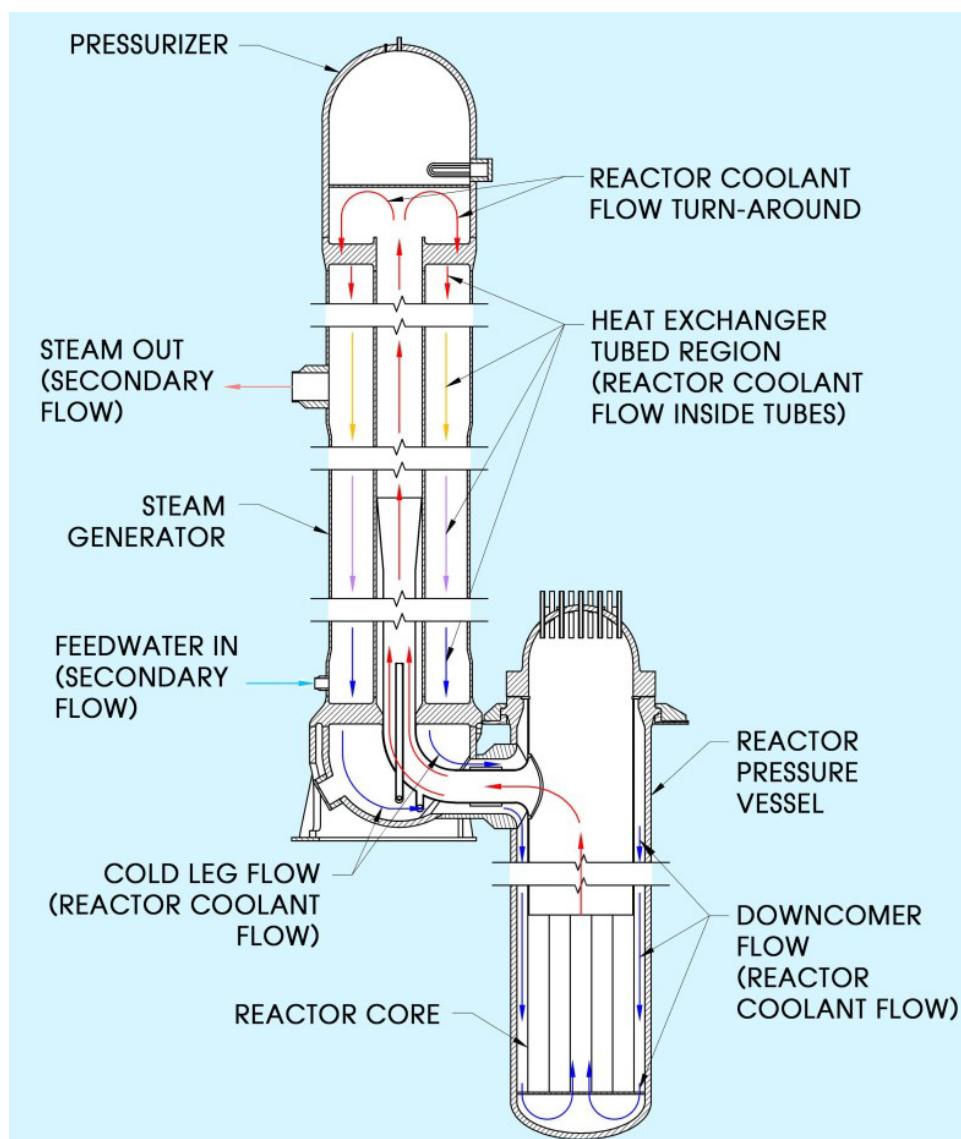
**Tab. 2.1** Betriebsparameter des SMR-160

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Druckwasserreaktor
Thermische / elektrische Leistung	525 MW <sub>th</sub> / 160 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	80 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Leichtwasser/Leichtwasser

<b>Eigenschaft</b>	<b>Wert</b>
Kühlmittelumwälzung	Naturumlauf
Primärkreisdruck	155 bar
RDB Durchmesser / Höhe	15 m / 3 m
Sicherheitsbehälter	k. A.
Reaktorkern	k. A.
Brennstoff	UO <sub>2</sub> -Pellets
Anreicherung	4,0 %
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe
Neutronengift (Überschussreaktivität)	k. A.
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	243 °C / 321 °C
Aktive Kernhöhe	k. A.
Revisionszyklus	24 Monate
Personalbedarf Betrieb / Revision	k. A. / k. A.
Dampferzeuger Typ / Anzahl	k. A.
Betriebsart der Dampferzeuger	k. A.
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	Wasser
Sekundärkreisdruck	34 bar
Flächenbedarf	28.000 m <sup>2</sup>
Notfallplanungszone	k. A.
Bemessungserdbeben	k. A.
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	k. A.
Not-/Nachkühlsysteme	Aktiv und passiv
Not-Wechselstromversorgung	k. A.
Not-Gleichstromversorgung	k. A.
Kernschadenshäufigkeit	k. A.
Karenzzeit	k. A.
SAMG für Kern / SHB	k. A.

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

Das Konzept des SMR-160 beschreibt einen Druckwasserreaktor mit einem natürlich zirkulierenden Primärkreislauf, bestehend aus dem Reaktordruckbehälter (RDB) und einem Dampferzeuger mit einem integrierten Druckhalter, der an der Oberseite des Dampferzeugers angeschweißt ist. Der RDB und der Dampferzeuger sind durch eine kurze koaxiale Leitung verbunden, die sowohl den heißen als auch den kalten Strang enthält. Der RDB soll aus einem zylindrischen Druckbehälter bestehen, nach ASME Section III, Class 1 zertifiziert, mit einem abnehmbaren oberen Deckel /IAE 22/. Das Primärkühlungssystem (Abb. 2.2) des SMR-160 funktioniert ausschließlich durch natürliche Zirkulation, die durch den Dichteunterschied des Primärkühlmittels und die Höhendifferenz zwischen RDB und Dampferzeuger hervorgerufen wird. Es soll keine Kühlmittelpumpen für den Normalbetrieb geben.



**Abb. 2.2** Primärkühlmittelströmung im SMR-160 /HOL 22/

Der Reaktorkern des SMR-160 soll 17x17 DWR-Brennelemente in Standardlänge enthalten und für einen Zweijahreszyklus ausgelegt werden.

## **2.3            Sekundärkreis**

Der Dampferzeuger des SMR-160 soll über ein einziges, vertikal ausgerichtetes, gerades Rohr zur Wärmeübertragung verfügen. In ihm soll unterkühltes Speisewasser zur Erzeugung von überhitztem Dampf auf der Mantelseite genutzt werden.

### 3 Auslegung

Der SMR-160 soll über überwiegend passive Sicherheitssysteme verfügen und es soll kein Bedienereingriff erforderlich sein, um den Reaktor in einen sicheren Abschaltzustand zu versetzen ("walk away safe").

Große Rohrbrüche mit Kühlmittelverlust sind laut Entwickler konstruktionsbedingt unwahrscheinlich, da auf umfassende Rohrleitungen im Primärkreis verzichtet werden würde. Eine hohe Wassermenge über dem Reaktorkern sorgt für einen großen Kühlmittelvorrat, so dass der Kern laut Entwickler nie unbedeckt sei und die Extremwerte der Brennstoff- und Hüllentemperaturen nie die normalen Betriebstemperaturen überschreiten. /HOL 22/

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

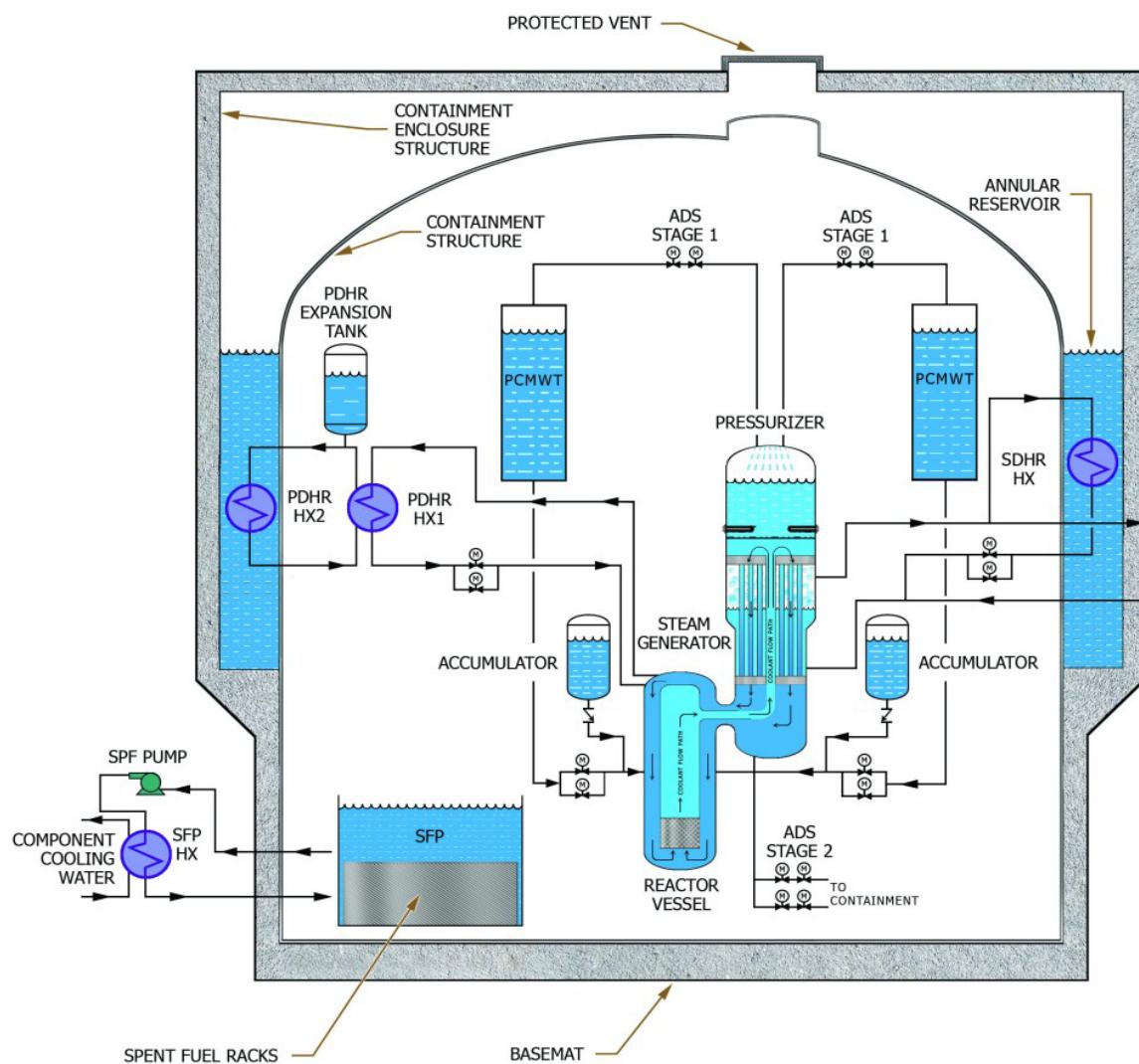
Für die Reaktivitätskontrolle werden die Einstellung der Borkonzentration im Kühlmittel und das Einfahren von konventionell elektromagnetisch angetriebenen Steuerstäben vorgesehen. Die Steuerstäbe und der Antriebsmechanismus sind auf dem RDB-Deckel positioniert.

#### 3.2 Nachwärmeverfuhr- und Notkühlsysteme

Die Sicherheitsbasis des SMR-160 umfasst mehrere und unterschiedliche Wege zur Ableitung der Nachzerfallswärme (Abb. 3.1). Die Nachwärmeverfuhr im Normalbetrieb wird durch ein aktives Residual Heat Removal System (RHRS) gewährleistet. Für Störfälle gibt es das Passive Core Cooling System (PCCS) die sich aus mehreren Teilsystemen zusammensetzen soll:

- dem Primary Decay Heat Removal System (PDHR),
- dem Secondary Decay Heat Removal System (SDHR),
- dem Automatic Depressurization System (ADS) und
- dem Passive Core Make-Up Water System (PCMWS).

Das PDHR kühlt den Primärkühlkreis direkt, indem es das Primärkühlmittel durch einen Wärmetauscher umleitet und die Wärme an einen zweiten, mit Wasser gefüllten Kreislauf abgegeben wird.

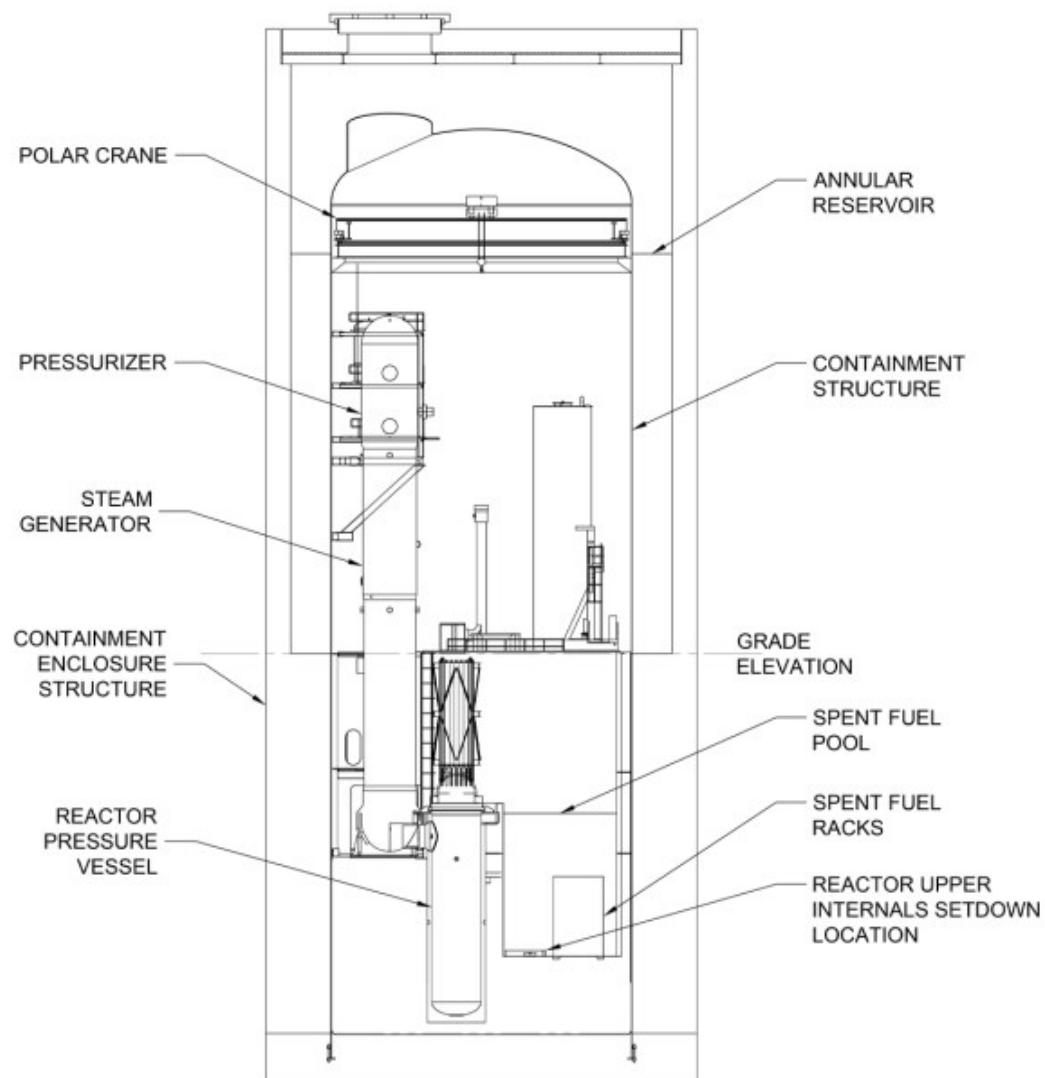


**Abb. 3.1** Passive Not- und Nachkühlssysteme des SMR-160 /HOL 22/

Für die langfristige Wärmeabfuhr aus dem Containment nach einem schweren Störfall ist ein passives Containment Heat Removal System vorgesehen.

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Das Containment des SMR-160 soll aus einer Stahlkonstruktion bestehen, die bei einem Störfall die Wärme an die Umgebung ableitet. Die Wärme im Containment wird dabei durch die große Wärmeübertragungsfläche und die hohe Leitfähigkeit der metallischen Wand desContainments in den Zwischenraum zwischen Containment und einer Containment Enclosure Structure aus Stahlbeton gleitet. Von dort aus kann die Wärme an die Umgebung abgegeben werden. Abb. 3.2 zeigt die Lage des Reaktorsystems innerhalb des Containments in der Enclosure Structure.



**Abb. 3.2** Darstellung des Containments in der Containment Enclosure Structure /HOL 22/

### 3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen

Über das Management von Stör- und Zwischenfällen oder mitigative Maßnahmen im Konzept des SMR-160 liegen der GRS keine Informationen vor.

### 3.5 Elektrotechnik

Der SMR-160 ermöglicht neben der Stromerzeugung auch die Nutzung der thermischen Energie (beispielsweise zur Erzeugung von Wasserstoff, zur thermischen Energiespeicherung, zur Nutzung als Fernwärme oder zur Meerwasserentsalzung). Mit dem von Holtec entwickelten luftgekühlten Kondensator ist das Design leicht für Standorte mit Wasserknappheit konfigurierbar. Da der SMR-160 sowohl im Schwarzstart als auch im

---

Inselbetrieb betrieben werden kann, lässt sich der SMR auch in Gebieten mit instabilen Stromnetzen oder netzunabhängig betreiben.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

### **3.6 Leittechnik**

Gemäß den Angaben von Holtec wird die Firma Mitsubishi Electric Power Products Inc. (MEPPI) ein digitales Leittechniksystem für den SMR-160 entwickeln. Die Firma MEPPI wird das Design und die Konstruktion des Leittechniksystems und der Human-Machine-Interface des SMR-160 verantworten. Außerdem wird MEPPI alle relevanten Genehmigungsdokumente erstellen, um den Bau und die Zertifizierung in den Gastländern zu ermöglichen (in den USA sind das die Genehmigung nach 10CFR50 oder 10CRF52). Die Genehmigungsunterlagen werden gegebenenfalls auch einen Sicherheitsanalysebericht enthalten.

Im Rahmen einer Vereinbarung von 2016 wurden bereits vorläufige Entwürfe der Leittechnik des SMR-160 durch MEPPI entwickelt. Zudem ist die Entwicklung eines Simulators für die Warte der Anlage, zur Überprüfung des Leittechnik Designs und zum Betriebstest, geplant.

Das Leittechniksystem basiert auf den von MEPPI entwickelten Plattformen. Die Plattform des sicherheitstechnisch wichtigen Leittechniksystems „Mitsubishi Electric Total Advanced Controller“- Platform (MEL TAC) wurde bei der NRC eingereicht, um eine Zulassung für Anwendungen der Klasse 1E zu erhalten. Das Leittechniksystem besteht aus drei integrierten digitalen Systemen, die unabhängig voneinander arbeiten. Jedes System verfügt dabei über eine eigene Human-Machine-Interface /HOL 22b/.

#### **Plant Control System (Anlagensteuerungssystem)**

Das Anlagensteuerungssystem ermöglicht die indirekte Überwachung der sicherheitstechnischen Anlageninstrumentierung, die direkte Überwachung aller nicht sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile, die automatische Steuerung aller nicht sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile sowie Anwendungsprogramme zur Unterstützung der Operatoren /HOL 22b/.

## **Anlagenschutzsystem (Plant Safety System, PSS)**

Das Anlagenschutzsystem ist für die Überwachung und Anzeige aller sicherheitstechnisch wichtigen Anlageninstrumentierungen zuständig und ermöglicht die automatische Betätigung sowie die manuelle Steuerung aller sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenkomponenten. Das Anlagenschutzsystem kann Reaktorschneellschaltungen auslösen und technische Sicherheitsfunktionen (Engineered Safety Features, ESF) aktivieren. Darüber hinaus ermöglicht das Anlagenschutzsystem, eine Überwachung bei Unfällen mit den dafür vorgesehenen Instrumentierungen und Anzeigen (Post Accident Monitoring (PAM)). Das Anlagenschutzsystem basiert auf der MEL TAC Nplus S-Plattform, die von der NRC bereits eine allgemeine Zulassung für den Einsatz im Reaktorschutz erhalten hat. Das Anlagenschutzsystem gehört zu den Systemen der Sicherheitsklasse 1E und dient zur Minderung der Auswirkungen von Auslegungsstörfällen und zur sicheren Abschaltung der Anlage. Jeder Teil des Anlagenschutzsystems wird von einer separaten Klasse 1E Stromversorgung versorgt /HOL 22b/.

## **Diversitäres Schutzsystem (Diverse Actuation System, DAS)**

Das diversitäre Schutzsystem bietet vielfältige, unabhängige Überwachungen und Anzeigen für die Anlageninstrumentierung. Mit diversitären unabhängigen automatischen Ansteuerungen und durch manuelle Bedienung ausgewählter Anlagenkomponenten, können bei einem Auslegungsstörfall oder bei postulierten Unfällen mit Ausfällen aufgrund gemeinsamer Ursache im Anlagenschutzsystem, Sicherheitsfunktionen ausgelöst werden. Die Aktivierung von Sicherheitsfunktionen erfolgt über eine 2 von 4 Auswahl der Signale. Diese Signale werden auch für die Logik der Reaktorschneellschaltung verwendet. Das diversitäre Schutzsystem wird von redundanten, nicht sicherheitstechnisch wichtigen Stromquellen versorgt. Als Backup dieser unterbrechungsfreien Stromversorgung stehen dem DAS noch sicherheitstechnisch nicht wichtige Batterien und ein sicherheitstechnisch nicht wichtiger Diesel zur Verfügung. Die beiden Stromversorgungen ermöglichen auch die Wartung von Komponenten in einem der Stränge (z.B. Stromversorgung, Wechselrichter, Batterie) während das diversitäre Schutzfunktionssystem in Betrieb bleibt.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Leittechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Leittechnik veröffentlicht werden. Die gegenwärtigen Dokumente der NRC zur Leittechnik enthalten auch zahlreiche geschwärzte Passagen, so dass auf weitere Details zum jetzigen Zeitpunkt nicht eingegangen werden kann.

### 3.7 Wartenkonzept

Die Warte und die Notsteuerwarte (remote shutdown facility, RSF) besitzen Schalter zur manuellen Auslösung einer Reaktorschneidabschaltung, sowie für die manuelle Auslösung von Sicherheitsfunktionen auf Systemebene (engineered safety functions, ESF), wobei für jede ESF-Funktionen ein manueller Auslöseschalter vorgesehen ist /HOL 22b/.

Es sollen 4 Module von einer Warte aus gesteuert werden /HOL 23/. Gemäß /HOL 23/ ist die genaue Anzahl der Operateure in der Warte noch nicht abschließend entschieden. Zur genauen Analyse sollen noch umfangreiche Analysen durchgeführt werden, die den allgemeinen Leitlinien<sup>1</sup> folgen und mehrere Betriebsbedingungen abdecken. Grundannahmen für die Analysen sind:

- Passive Sicherheitssysteme
- Keine Handmaßnahmen bei Auslegungsstörfällen
- Minimum an wichtigen menschlichen Eingriffen
- Fortschrittliches digitales System zur automatischen Steuerung das die Arbeitsbelastung des lizenzierten Bedieners reduziert
- Computergestützte Verfahren

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

### 3.8 Kommunikationskonzept

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

### 3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur Personellen Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

---

<sup>1</sup> Im Code of Federal Regulations, CFR § 50.45 "Standards for construction permits, operating licenses, and combined licenses" ist die Besetzung der Warte für herkömmliche Kernkraftwerke in den USA geregelt.

**4 IT-Sicherheit**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt Informationen zur IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das SMR-160-Konzept verwendet den für konventionelle Kernkraftwerke gängigen UO<sub>2</sub>-Kernbrennstoff mit einer Anreicherung von 4,0%. Vor Ort befindet sich auch ein Lager für abgebrannten Kernbrennstoff. Entsprechend der Einstufung nach Tab. 1 /IAE 11/ ist dieses Konzept somit als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) einzustufen.

Der Betreiber (Holtec International) ist ein seit den 1980er Jahren agierendes Unternehmen, welches bis dato durch Zulieferung von Komponenten im Kernenergie-Bereich aufgetreten ist. Auch wenn die Informationsgrundlage noch recht spärlich ist, so finden sich einzelne Indizien, die spezifische Sicherungsthemen aufgreifen. Es erscheint daher plausibel, dass der Betreiber Sicherungsaspekte im Verlauf der Realisierung berücksichtigen wird, weshalb einige Annahmen zu Sicherungsaspekten im Folgenden getroffen werden können.

### SMR-Standorteigenschaften

Laut /IAE 22/ besitzt das Anlagengelände eine Fläche von 2,8 ha. Damit gehört das SMR-160-Konzept zu einer Anlage mit unterdurchschnittlichem Flächenbedarf. Eine Konzeptdarstellung des Anlagengeländes ist in Abb. 1-1 dargestellt. Es fällt auf, dass es eine räumliche Trennung zwischen kerntechnisch relevanten Anlagenteilen (Containment-Einschluss Gebäude (C-EG), Turbinenhaus/Hilfsanlagengebäude, Kontrollgebäude, Lager für radioaktive Abfälle sowie ein Gebäudeanbau) durch einen Perimeter von sonstigen baulichen Strukturen, wie einem Parkplatz, einem Umspannwerk und einem Gebäude mit Wärmesenkenfunktion vorliegt. Aus Abb. 2.1 kann somit abgeleitet werden, dass eine Zutrittsbeschränkung für das Anlagengelände angedacht ist und sich hinter dem Perimeter vermutlich der zutrittsbeschränkte Bereich befindet. Der Gebäudeanbau sieht nach einem zentralen Fußweg zwei kleine vorgelagerte Anbauten vor, bei denen es sich um Personenschleusen-/vereinzelungsanlagen halten könnte. Der Gebäudeanbau besitzt als sonstige Öffnungsverschlüsse einige Fenster, während alle anderen Gebäude augenscheinlich über keine Öffnungsverschlüsse (eine Materialschleuse sollte vorhanden sein, wenn auch nicht dargestellt) verfügen (Abb. 2.1). Andere Gebäude, wie auch das Reaktorgebäude verfügen über keine erkennbaren Öffnungsverschlüsse. Daher erscheint es plausibel, dass die Außenhaut dieser Gebäude den geschützten Bereich darstellen.

Die Tatsache, dass ein vorgelagerter Parkplatz vorhanden ist und sich keine Parkplätze auf dem Anlagengelände befinden, deutet darauf hin, dass für PKW keine Zufahrt vorgesehen ist. Dies ist aus Sicht der Sicherung positiv zu bewerten, wird jedoch erst für innere Bereiche gefordert /IAE 11/. Beim Betreten des Anlagengeländes passieren Personen den ersten Zaun

der Doppelzaunanlage und erreichen ein vorgelagertes Gebäude mit zwei Zugängen. Hierbei handelt es sich vermutlich um eine Wache, in der insbesondere die Aufgabe der Prüfung der Zugangsberechtigung wahrgenommen und plausibler Weise auch eine Gepäckkontrolle durchgeführt wird. Neben dieser Wache befindet sich eine Fahrzeugschleuse, welche über eine zentrale Straße angefahren werden kann. Es ist hingegen unklar, ob ein Durchfahrschutz am äußeren Tor vorgesehen ist. Die Straßenzufahrt biegt unmittelbar vor der Schleuse in einer rechtwinklig verlaufenden Rechtskurve ab, sodass ein frontales Anfahren mit hoher Geschwindigkeit auf die Schleuse mit dem Zweck eines Durchbruchs erschwert wird.

Der Perimeter ist aus einer Doppelzaunanlage aufgebaut, wobei der äußere Zaun in Form einer Mauer angedeutet ist. Entlang des Zauns sind keine Fußwege für eine Bestreifung erkennbar (Abb. 2.1). Auch sind keine Masten für eine Beleuchtung oder Kameras festzustellen. Da auf dem gesamten Gelände jedoch ebenfalls keine Masten dargestellt sind, aus Arbeitsschutzgründen jedoch eine Beleuchtung zu unterstellen ist, erscheint es plausibel, dass eine Beleuchtung vorhanden ist und so die Doppelzaunanlage zumindest teilweise beleuchtet sein wird. Das Anlagengelände kann nur über eine Zufahrt und einen Fußweg betreten werden, andere Zugänge sind nicht dargestellt.

### **Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren**

Die Gebäude des Anlagengeländes besitzen eine kubische Bauform und sind angrenzend zueinander angelegt. Zu den aktivitätsführenden Bereichen zählt neben dem C-EG auch das Lagergebäude für radioaktive Abfälle. Zusätzlich soll im Hilfsanlagengebäude ein Verpacken der anfallenden radioaktiven Abfälle in Behälter stattfinden, wodurch dieser Bereich ebenfalls zu den aktivitätsführenden Bereichen zu zählen ist.

Der Reaktordruckbehälter befindet sich innerhalb des Containments und wird als Klasse I (ASME Abschnitt III), zylindrischer Behälter mit massiven Wänden beschrieben. Er befindet sich unterhalb der Geländeoberkante und seine Erdbebenwiderstandsfähigkeit wird mit 0,5 g (safe shutdown earthquake, SSE) angegeben. Das Becken für abgebrannten Kernbrennstoff befindet sich neben dem RDB und ist ebenfalls unterirdisch angeordnet, wodurch ein verbesserter Schutz von außen erreicht wird, dies wird laut /IAE 22/ übrigens zusätzlich durch die robuste Containment-Struktur erreicht.

In dem Lagergebäude für radioaktive Abfälle, werden die abgebrannten Kernbrennstoffe in einem Universallbehälter (MPC-37) verpackt und für die Lagerung in einen weiteren Behälter (HI-STORM UMAX) verbracht. Diese werden dann ebenfalls unterirdisch vertikal in dem

---

Lagergebäude gelagert. Letzterer Behälter ist ebenfalls für den Transport (mit einem zusätzlichen overpack) zugelassen /IAE 22/.

Als Barrieren um den Kernbrennstoff können zunächst die Brennstabhüllen genannt werden, gefolgt vom RDB. Dieser ist innerhalb des aus Stahlwänden bestehenden Containments verortet (Abb. 3.2). Das C-EG stellt mit seinen Stahlbetonwänden die letzte Barriere dar. Das C-EG ist laut /IAE 22/ sogar gegen Lenkflugkörper/Raketen („missiles“) gehärtet.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

Wie bereits beschrieben, ist das Anlagengelände mit einem Perimeter in Form einer Doppelzaunanlage geschützt (Abb. 2.1). Da ein Perimeter ohne die Funktionen Detektion, Verifikation und Alarmierung keine Sicherungsfunktion besitzt, ist zu unterstellen, dass auch solche Systeme an der Doppelzaunanlage installiert werden.

An der zentralen Zufahrt befindet sich eine Fahrzeugschleuse sowie ein einzelner Personenzugang. An diesen Zugängen ist vermutlich ein Wachgebäude gelegen, in dem die Funktion der Zugangsbeschränkung durch Kontrollen sowie die Gepäckkontrolle vermutlich wahrgenommen wird.

Es liegen keine Hinweise zu einer Alarmzentrale vor, es wird lediglich auf ein Kontrollgebäude verwiesen.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Zu personellen Sicherungsmaßnahmen finden sich keine expliziten Informationen für das SMR-160 Konzept. Anhand der Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen, die anzunehmender Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktionen überprüft bzw. verarbeitet.

Auch das Vorhandensein eines Wachgebäudes an der Schleuse muss zur Wahrung seiner Funktion mit Sicherungspersonal besetzt sein. Dies ist ein weiterer Hinweis für das Vorsehen von Sicherungspersonal.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

**Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Die verwendeten Brennelemente sollen in einem 2-jährlichen Zyklus ausgetauscht werden /HOL 22/. Die gesamte Betriebszeit der Anlage soll bei 80 Jahren liegen. Somit ergeben sich 40 Brennelementwechsel für die Anlagenbetriebszeit, was im Vergleich zu anderen SMR als ein hoher Wert anzusehen ist. Jeder Brennelementwechsel, bei dem Kernbrennstoff gehandhabt wird, erfordert temporäre Sicherungsmaßnahmen, da sich dann weniger Barrieren um den Kernbrennstoff befinden.

Das SMR-160-Konzept setzt auf passive Sicherheitssysteme, ein Vorhandensein von Notstromdieseln ist aus Sicht der Sicherheit nicht erforderlich, um die Nachzerfallswärme abzuführen. Dennoch werden Batterien und Diesel für einen sogenannten „black-start“ vorgehalten, um unabhängig vom Stromnetz alle erforderlichen Systeme für ein Hochfahren des SMR zu ermöglichen. Es besteht somit grundsätzlich die Möglichkeit Sicherungseinrichtungen dort anzuschließen /IAE 22/.

## 6 Stand der Realisierung

Das Konzept des SMR-160 hat die Phase 1 des VDR-Verfahrens (Vendor Design Review) in Kanada abgeschlossen. Das Genehmigungsverfahren bei der US-Aufsichtsbehörde NRC befindet sich derzeit in der Pre-Application-Phase und es wurden zwei Topical Reports (2014 und 2021) eingereicht, weitere vier sollen noch folgen.

Im Juli 2022 stellte Holtec beim US-amerikanischen Department of Energy einen Antrag auf ein Darlehen in Höhe von 7,4 Mrd. US-Dollar, um die Kapazitäten für die SMR-Produktion zu erhöhen und eine Anlage mit vier SMR-160-Modulen in den USA zu bauen. Nach Angaben von Holtec werden zahlreiche Standorte in Betracht gezogen, wie der ehemalige Standort des KKW Oyster Creek. Holtec hat das Eigentum an der Anlage in New Jersey im Jahr 2019, kurz nach der Stilllegung des SWR, übernommen. Nach eigenen Angaben strebt Holtec die Erteilung einer US-Baugenehmigung im Jahr 2025 an, für die Inbetriebnahme des ersten Reaktors wird das Jahr 2029 genannt. /WNN 22/

Holtec schloss 2021 eine Vereinbarung mit Hyundai über eine Zusammenarbeit bei der Produktion des SMR-160 ab. Im Mai 2023 wurden weitere Vereinbarungen mit der Korea Trade Insurance Corporation (K-Sure) und der Export-Import Bank of Korea (KEXIM) sowie Holtec International und Hyundai Engineering & Construction unterzeichnet. K-Sure und KEXIM werden mit ihrer Investition finanzielle Unterstützung für weltweite SMR-160 Projekte bereitstellen. /WNN 23/

Vereinbarungen zu möglichen Lieferungen wurden 2018 mit dem ukrainischen KKW-Betreiber NNEG Energoatom und 2022 mit dem tschechischen Energieversorger ČEZ getroffen. Laut einer Vereinbarung zwischen Holtec International und dem ukrainischen Betreiber Energoatom von April 2023 sollen in der Ukraine bis zu 20 SMR-160-Anlagen errichtet werden, wovon die erste ab März 2029 Strom produzieren soll. /WNN 23a/

In Großbritannien beantragte Holtec Britain im Dezember 2022 die Aufnahme eines Generic Design Assessment Verfahrens bei der Aufsichtsbehörde ONR und der Environment Agency. Bislang wurde das Überprüfungsverfahren für den SMR-160 jedoch noch nicht begonnen. In einem Wettbewerb um Förderungen der britischen Regierung für die Weiterentwicklung von SMR-Konzepten ist Holtec Britain einer von sechs für die zweite Wettbewerbsrunde ausgewählten SMR-Anbietern, die sich nun um die Förderung bewerben können. Die Vergabe soll im kommenden Frühjahr und die Ausstellung der Förderverträge im Sommer 2024 erfolgen. /WNN 23b/

## 7 Quellen

- /HOL 22/ Holtec International Website, [Holtec's Small Modular Reactor - Holtec International](#), zuletzt aufgerufen am 18.11.2022
- /HOL 22b/ SMR-160 I&C Architecture White paper, [ML22287A012.pdf \(nrc.gov\)](#) zuletzt aufgerufen am 25.05.2023
- /HOL 23/ NRC Meeting: Control Room Staffing (10 CFR 50.54(m)), Holtec International, [ML23072A004.pdf \(nrc.gov\)](#) zuletzt aufgerufen am 25.05.2023
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 22/ IAEA Department of Nuclear Energy: "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition", September 2022
- /WNN 22/ World nuclear news: "Holtec ramps up SMR programme, eyes 2029 startup", [Holtec ramps up SMR programme, eyes 2029 startup : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Artikel vom 24.08.2022, zuletzt aufgerufen am 17.11.2022
- /WNN 23/ World nuclear news: Team Holtec signs agreements with Korean financial firms, 03.05.2023, online: [Team Holtec signs agreements with Korean financial firms : Corporate - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.
- /WNN 23a/ World nuclear news: Mass deployment of Holtec SMRs in Ukraine is part of accord's aims, 24.04.2023, online: [Mass deployment of Holtec SMRs in Ukraine is part of accord's aims : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.
- /WNN 23b/ World nuclear news: UK SMR selection contest: Six companies into next stage, 02.10.2023, online: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/UK%C2%A0SMR-selection-contest-Six-companies-into-next>, Zugriff: 24.10.2023.

## Abkürzungsverzeichnis

ADS	Automatic Depressurization System
ASME	American Society of Mechanical Engineers
C-EG	Containment-Einschluss Gebäude
DWR	Druckwasserreaktor
NRC	U. S. Nuclear Regulatory Commission
PCCS	Passive Core Cooling System
PCMWS	Passive Core Make-Up Water System
PDHR	Primary Decay Heat Removal System
RDB	Reaktordruckbehälter
RHRS	Residual Heat Removal System
SDHR	Secondary Decay Heat Removal System
SWR	Siedewasserreaktor

## A.14 SMR-Steckbrief: „SSR-W“

### 1 Einleitung

Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Der vorliegende Steckbrief beschäftigt sich mit dem SSR-W (Stable Salt Reactor – Wasteburner) der Firma Moltex Energy Canada. Durch die britische Mutterfirma Moltex Energy UK wird nach dem gleichen Prinzip der SSR-U (Uranium) Reactor entwickelt. An passenden Stellen werden daher Querverweise erstellt, dennoch ist dieser Steckbrief nicht für eine Bewertung des SSR-U Reaktors geeignet. Vorab sei bemerkt, dass Moltex Energy Canada das Design des SSR-W grundlegend überarbeitet und geändert hat. Dies basiert einerseits auf Rückmeldungen möglicher Betreiber (NB Power) aber auch der kanadischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde CNSC im Zuge des Vendor Design Reviews (Phase 1).

Moltex Energy Canada möchte mit seinem Stable Salt Reactor (SSR) /SMR 22/ eine Lösung für die Herausforderungen der zurzeit konventionell eingesetzten Leichtwasserreaktoren (hohe Drücke, Spaltproduktfreisetzung, negative Temperatur-Reaktivitätskoeffizient, etc.) liefern. Dazu hat das Unternehmen einen Salzschmelzreaktor mit besonderen Designmerkmalen entwickelt. Diese sind:

- Einbettung der Salzschmelze in herkömmliche Brennelemente und Aufbau eines klassischen Reaktorkerns.
- Ein passives Redox-Kontrollsysteem bestehend aus einer Zirkonium-Opferanode innerhalb der Brennelemente, um das Brennstoffsalz unter reduzierenden Bedingungen zu halten.
- Auf Grund des Brennstoffs in klassischen Brennelementen können die bestehenden IAEA Safeguard-Regelungen angewendet werden.
- Da Cäsium und Iod nicht in signifikanten Mengen entstehen, können die Brennelemente mit Rückschlagentlüftungsventilen ausgestattet werden, wodurch es nicht zum Druckaufbau innerhalb kommt.
- Als Kühlmittel kommt ein geschmolzenes Chloridsalz zum Einsatz, welchem der Neutronenabsorber Hafnium beigemischt wird. Das geschmolzene Salz wirkt als Neutronenreflektor, wodurch Reaktorbehälter und die umgebenden Strukturen vor hohen Neutronenflüssen geschützt werden.

Moltex Energy sieht für den SSR-W den Aufbau eines „klassischen“ Reaktorkerns vor, in welchem hexagonale Brennelemente, bestehend aus mit dem Salzschmelze-Brennstoff gefüllten und belüfteten Brennstäben, zum Einsatz kommen. Der erforderliche Brennstoff wird durch das Recycling von bestrahlten CANDU-Brennstoffen, in der ebenfalls von Moltex Energy entwickelten Waste To Stable Salt-Anlage (WATSS), hergestellt. Besonderheit ist, dass der

---

Brennstoff keine besonders hohe - „very poor“ - Reinheit aufweisen muss, was aufwändige Reinigungsschritte beseitigt. Da der Reaktor seine Wärme über ein leicht zu lagerndes Chlorid-Salz zur Verfügung stellt, welches sich zu niedrigen Kosten in großen Volumina lagern lässt, möchte Moltex Energy neben dem Betrieb als Grundlast-Kraftwerk insbesondere durch seine Einsatzfähigkeit als Spitzenkraftwerk überzeugen. Durch das große gelagerte „Wärmevolumen“ lasse sich der Dampfkreislauf zur Stromerzeugung völlig autark vom Kernreaktor und außerhalb der regulatorischen Anforderungen für Kernkraftwerke betreiben.

Das Reaktordesign richtet sich nach Unternehmensangaben insbesondere an Staaten mit großen Beständen bestrahlter Kernbrennstoffe. Durch den nachfolgenden Einsatz im SSR-W Reaktor werde der gesamte Anteil der Aktiniden (aus der Bestrahlung in konventionellen Reaktoren sowie aus dem eigenen Betrieb) umgesetzt und zurück bleibe ein Abfallstrom aus „relativ kurzlebigen“ Spaltprodukten.

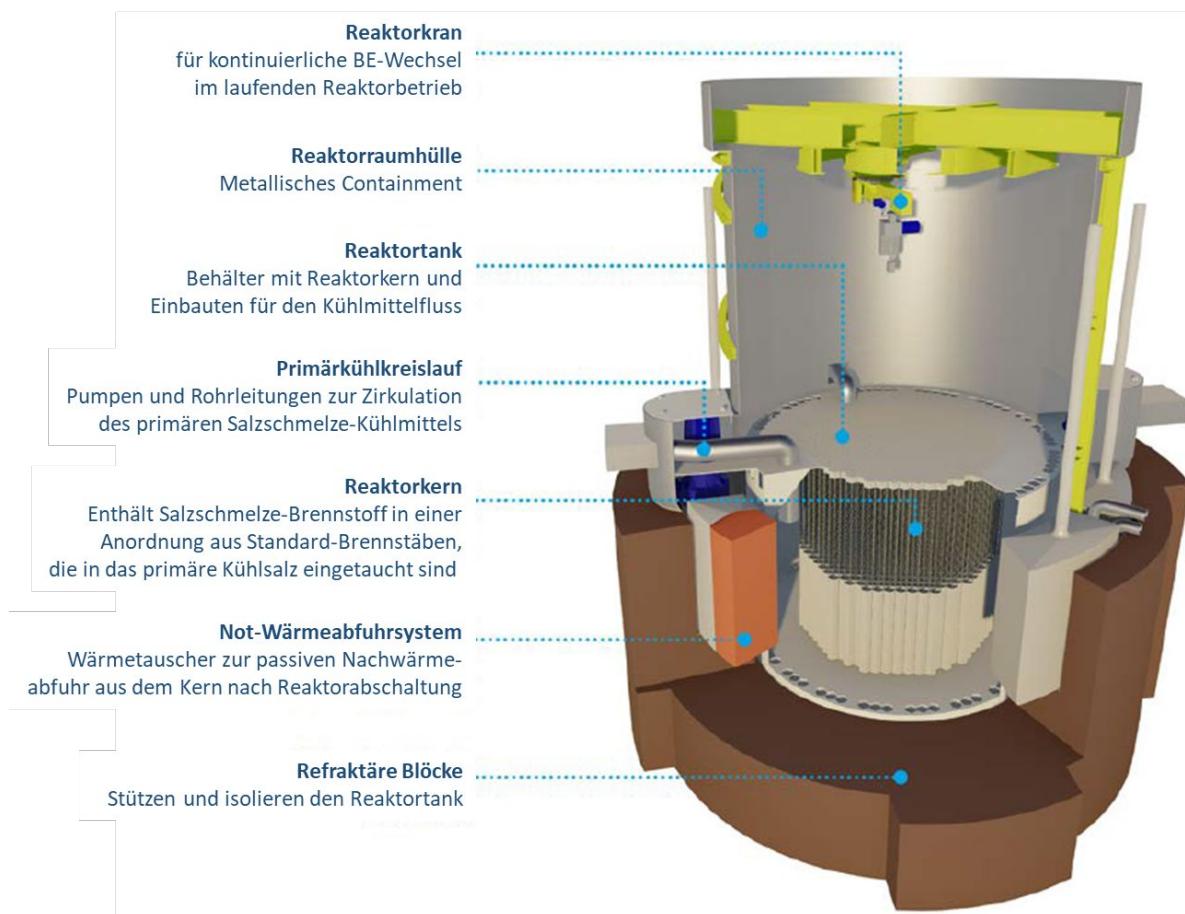
Darüber hinaus wirbt das Unternehmen mit letztlich negativen Brennstoffkosten (als Resultat der geringeren Entsorgungskosten der eingesetzten ursprünglichen Kernbrennstoffe). Durch die Zwischenlagerung des erzeugten Wärmevolumens lasse sich ein konstanter und wirtschaftlicher Reaktorbetrieb bei gleichzeitiger Deckung der erforderlichen elektrischen Spitzenleistungen (Peakleistung von bis zu 900 MW<sub>e</sub> für bis zu acht Stunden) realisieren.

Entsprechend /SMR 22/ folgt das Reaktorkonzept der Designphilosophie der Kostenreduktion durch Vereinfachung der Konstruktion sowie Gefahrenreduktion statt -eindämmung. Dazu kombiniert Moltex Energy die Sicherheits- und Betriebsvorteile der Salzschnmelzetechnologie mit jenen konventioneller Reaktorkomponenten. Somit könne man die Risiken für die Bevölkerung nicht bloß eindämmen, sondern praktisch eliminieren. Dazu gehören nach Herstellerangaben als wichtigste Merkmale:

- Die „virtual elimination“ der Möglichkeit einer Freisetzung (also eine Reduktion der Quantität möglicher Freisetzungen unterhalb der Nachweisgrenze) volatiler radiotoxischer Stoffe bei allen möglichen Freisetzungen (Unfälle, Terrorismus, kriegerische Handlungen).
- Daraus folgend eine durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde bestätigte Errichtung der SSR-W-Anlage an kleinen Standorten mit kleinen Notfallplanungszonen (EPZ).
- Kapitalkosten < 1.000 \$/kWh als Spitzenkraftwerk
- Modulares Anlagendesign des 300 MW<sub>e</sub>-Reaktors, dessen Bauteile aus straßentransportfähigen, fabrikgefertigten Modulen errichtet werden kann.
- Brennelemente, die den heutigen IAEA-Safeguard-Regularien für konventionelle Kernkraftwerke entsprechen.

## 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

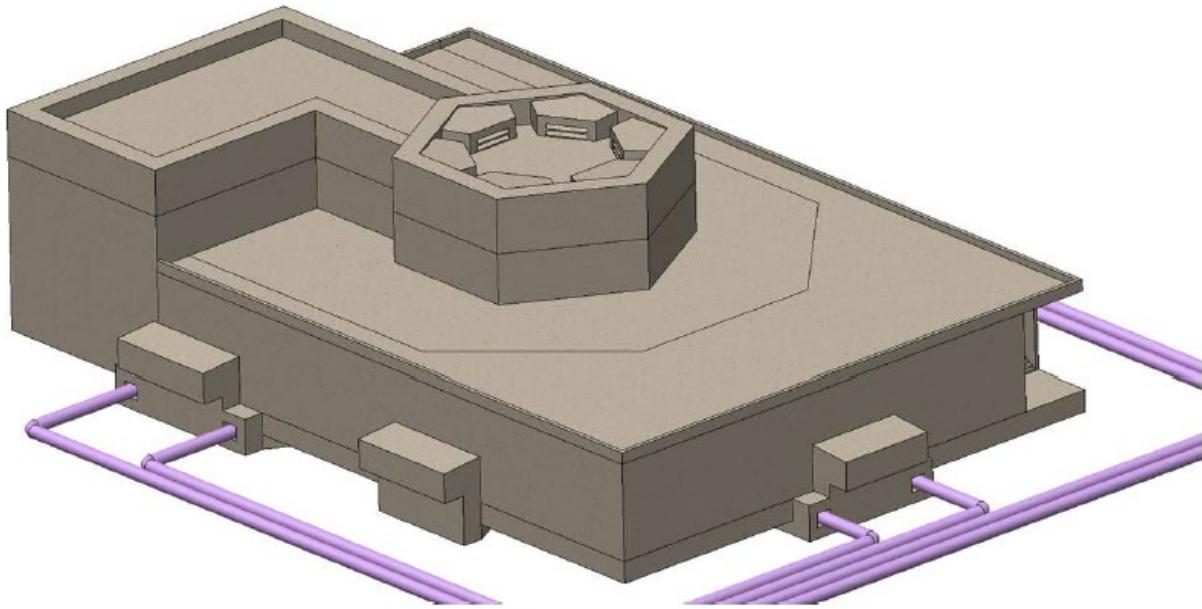
Moltex hat den SSR-W als „Wasteburner“ konzipiert. Dabei handelt es sich um einen Salzschmelze-Reaktor (Molten Salt Reactor) mit einem schnellen Neutronenspektrum, in dem nukleare Abfälle (zunächst bestrahlte CANDU-Brennstoffe) recycelt werden sollen. Im Gegensatz zu „konventionellen MSR-Reaktoren“ bei denen der nukleare Brennstoff im Primärkühlmittelsalz gelöst vorliegt, liegt beim Stable Salt Reactor der Kernbrennstoff als Salzschmelze in Brennstäben vor, die in das Primärkühlmittel (ebenfalls eine Salzschmelze) eingetaucht sind. Der Reaktor verfügt über eine Leistung von  $750 \text{ MW}_{\text{th}}$  und eine elektrische Leistung von  $300 \text{ MW}_{\text{e}}$  im Grundlastbetrieb. Auf Grund der Möglichkeit zur Lagerung der heißen Sekundär-salzschmelze kann eine Peakleistung von bis zu  $900 \text{ MW}_{\text{e}}$  für die Dauer von bis zu acht Stunden bereitgestellt werden. In Abb. 2.1 sind die wichtigsten Komponenten des SSR-W dargestellt.



**Abb. 2.1** Übersichtsdarstellung des SSR-W Reaktorgebäudes /MOL 21/

Der biologische Schild (reactor biological shield, RBS) des SSR-W ist hexagonal ausgeführt und wird von einem Bauwerk („civil structure“) umgeben (Abb. 2.2). Der Gebäudekomplex verfügt über eine gemeinsame Bodenplatte, weshalb der RBS als Teil dieses gemeinsamen

Gebäudes angesehen werden kann. An der Innenseite des RBS befindet sich eine Auskleidung als Teil des Reaktorsicherheitsbehälters. Der Reaktortank ist im unteren Bereich des RBS verortet, der obere Teil umschließt den Gasraum des Containments oberhalb des Kühlmittelspiegel des Reaktortanks. Der Reaktortank wird vom RBS-Behälter aus Beton umschlossen und schirmt die Umgebung gegen die Strahlung des Reaktorkerns ab.



***SSR-W Civil Structure***

**Abb. 2.2** Aufbau des Reaktorgebäudes eines SSR-W Reaktors /SMR 22/

In Tab. 2.1 sind einige Kenngrößen des SSR-W zusammengefasst.

**Tab. 2.1** Betriebsparameter des SSR-W /SMR 22/ /MOL 18/

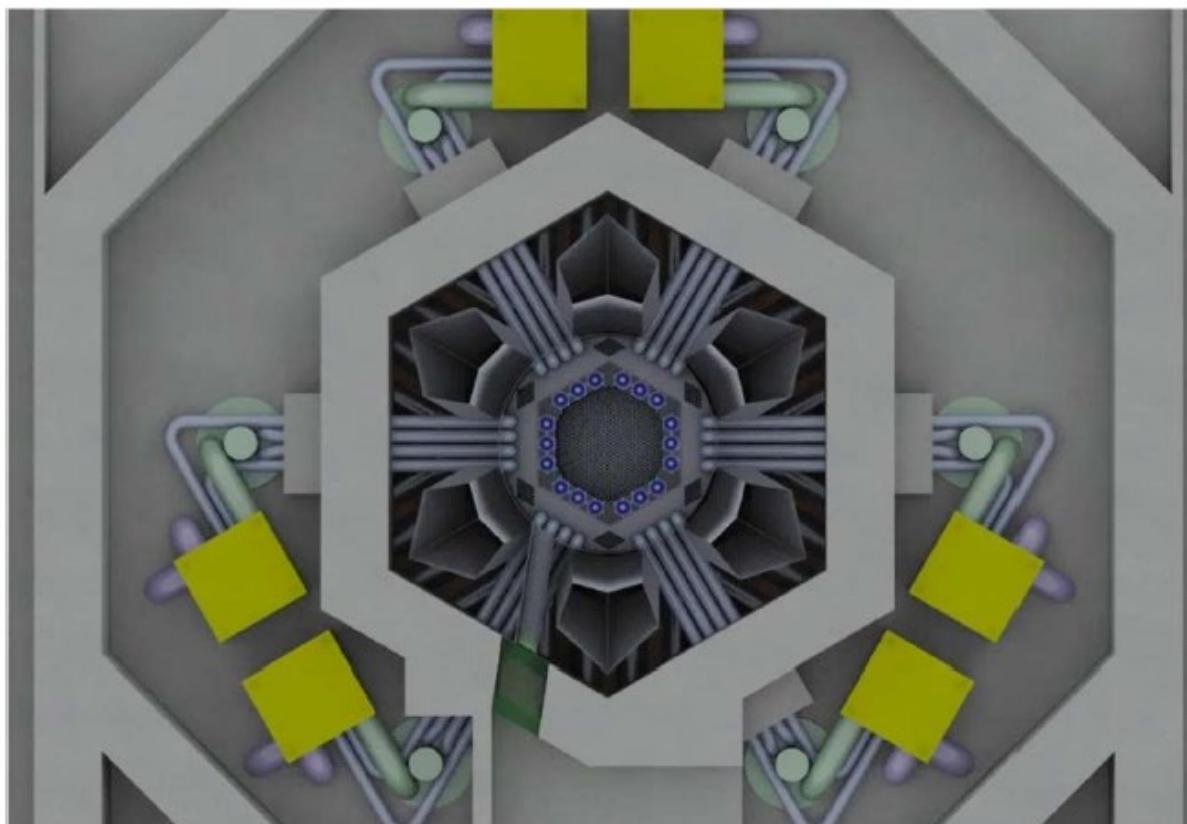
Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Salzschmelzreaktor „Static Fuelled Molten Salt Fast Reactor“
Thermische/elektrische Leistung	750 MW <sub>th</sub> /300 MW <sub>e</sub> (Grundlast) 750 MW <sub>th</sub> /900 MW <sub>e</sub> (8h Peakleistung)
Betriebslebensdauer	60 Jahre
Primärkühlmittel/Moderator	Salzschmelze (MgCl <sub>2</sub> /NaCl) Kein Moderator
Kühlmittelumwälzung	Zwangsumlauf
Primärkreisdruck	Atmosphärendruck
Reaktorwanne Durchmesser/Höhe	7 m/14 m
Sicherheitsbehälter	Betonstruktur, die den Reaktortank hexagonal umgibt

<b>Eigenschaft</b>	<b>Wert</b>
Reaktorkern	k. A.
Brennstoff	In der ebenfalls entwickelten WATTS-Anlage wiederaufbereiteter CANDU-Brennstoff
Anreicherung	k. A.
Reaktivitätskontrolle	Negativer Temperatur-Reaktivitätskoeffizient; Abschaltelemente (Borcarbid)
Neutronengift (Überschussreakтивität)	Kein Ausgleich der Überschussreakтивität notwendig
Temperatur Kerneintritt/Kernaustritt	575 °C/625 °C
Revisionszyklus	Brennelementwechsel alle 10 Tage
Personalbedarf Betrieb/Revision	k. A.
Dampferzeuger Typ/Anzahl	Dampferzeuger im konventionellen Anlagenteil
Betriebsart der Dampferzeuger	k. A.
Sekundärkühlmittel	Salzschmelze, keine weiteren Informationen
Sekundärkreisdruck	k. A.
Flächenbedarf	22.500 m <sup>2</sup>
Notfallplanungszone	k. A.
Bemessungserdbeben	k. A.
Lagerkapazität für ausgediente Brennlemente	sechs Schotts in der Kernperipherie
Not-/Nachkühlsysteme	Passive Nachwärmeverabfuhr; Konvektion des Primärkühlsalzes
Not-Wechselstromversorgung	k. A.
Not-Gleichstromversorgung	k. A.
Kernschadenshäufigkeit	Radioaktivitätsfreisetzung über dem Genehmigungswert < 10 <sup>-6</sup> /Jahr
SAMG für Kern/SHB	k. A.

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

### Reaktortank und Einbauten

Der Reaktorkern besteht aus mehreren konzentrischen, sechseckigen Ringen (Abb. 2.3). Der innerste Ring enthält dabei den Reaktorkern, welcher in der unmittelbaren Peripherie von Abschaltelelementen umgeben ist. Zwischen den Abschaltelelementen befinden sich fest installierte Reflektor- und Abschirmbauteile. Daran schließt sich als äußere Begrenzung des Kerns der Reaktortank an, welcher mit dem „klassischen RDB“ vergleichbar ist. Im Zwischenraum zwischen dem Tank und dem äußeren sechseckigen Ring befinden sich die Saug- und Fallleitungen der sechs primären Kühlkreisläufe. Der verbleibende Raum ist mit einem sechseckigen Teilring aus Slots zur Lagerung abgebrannter Brennelemente ausgefüllt. Am unteren Ende des Kerns hält ein Diagonalgitter die ebenfalls hexagonalen Brennelemente in Position. Nach oben ist der Reaktorkern, oberhalb der PrimärkühlmittelsalzsSchmelze, durch eine ineinandergreifende Haltestruktur („collective interlocking assemblies“) begrenzt.



**SSR-W Coolant Loop**

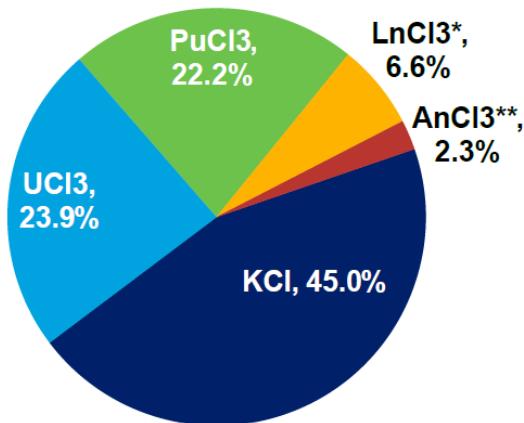
**Abb. 2.3** Reaktorkühlkreislauf des SSR-W mit sechs Kühlkreisläufen /SMR 22/

Sechs Reaktorkühlkreisläufe führen die Wärme aus dem Reaktorkern ab und übertragen sie an das thermische Speichersystem. Das Primärkühlmittel durchströmt den Reaktorkern von

unten entlang der Brennelemente bis ins obere Plenum. Sechs Kühlsalzpumpen saugen das erhitze Primärkühlmittel über Saugrohre an und bespeisen sechs externe Wärmetauscher. Anschließend wird das abgekühlte Primärkühlmittelsalz über Fallrohre und Strahldüsen in das Volumen unterhalb des unteren Kerngitters erneut eingespeist. Die Rohrverbindungen sind abgewinkelt innerhalb des biologischen Schildes ausgeführt. Der verwendete Beton schirmt die auftretende Neutronen- und Gammastrahlung ab. Ein Teil des Kühlmittels fließt jedoch ohne Passieren der Wärmetauscher an der Wand des Reaktortanks entlang ungehindert ins untere Plenum.

### Brennstoff und Spaltproduktmanagement

Das Brennstoffsalz, welches in flüssiger Form in den Brennstäben vorliegt, besteht zu 45 mol% aus Kaliumchlorid (KCl) und zu 55 mol% aus einer Mischung aus Actinid-Trichloriden ( $\text{UCl}_3$ ,  $\text{PuCl}_3$ , usw.) und Lanthanid-Trichloriden (Abb. 2.4). Dabei hat der Brennstoff eine geringe Reinheit, da bei der Aufarbeitung abgebrannter CANDU-Brennelemente keinerlei Reinigungs- oder Anreicherungsschritte durchgeführt werden. Der Plutonium-Vektor enthält somit nur etwa 66 % spaltbarer Nuklide, der Uran-Vektor liegt noch unter den Anreicherungsniveaus von Natururan. Um die Korrosion und Lösevorgänge von Chrom aus dem Brennstab-Hüllrohrwerkstoff zu verhindern, wird die Salzsenschmelze durch die Zugabe von metallischem Zirkonium RedOx-stabilisiert. Somit wird die Salzsenschmelze in einem stark reduzierenden Zustand gehalten, was die Chrom-Oxidation und somit Beschädigung der Hüllrohre verhindert.

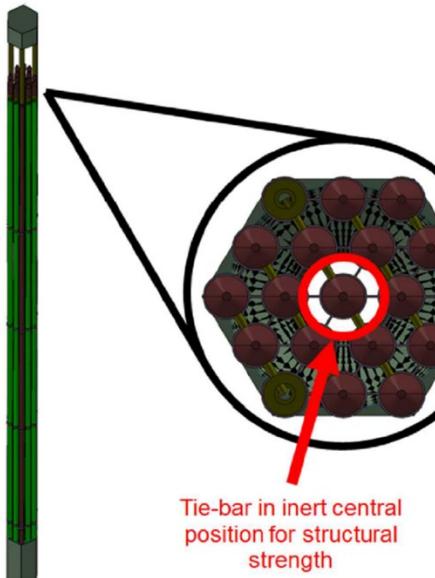


\* Lanthaniden, \*\*Actiniden

**Abb. 2.4** Brennstoffzusammensetzung des SSR-W /MOL 21/

Die flüchtigen Spaltprodukte, insbesondere Cäsium und Jod, welche in konventionellen Reaktorkonzepten üblicherweise von hoher Bedeutung sind, treten unter den beim SSR-W herrschenden Bedingungen ebenfalls als Salze auf und bleiben somit im Brennstoff eingeschlossen. Die radioaktiven Edelgasisotope werden durch den Belüftungsmechanismus der

Brennstäbe so lange zurückgehalten, bis ihre Radioaktivität so weit abgeklungen ist, dass sie durch das System zur Aufbereitung der Reaktoratmosphäre gefiltert werden können. In Abb. 2.5 ist der Aufbau eines hexagonalen Brennelementes für den Einsatz im SSR-W dargestellt.



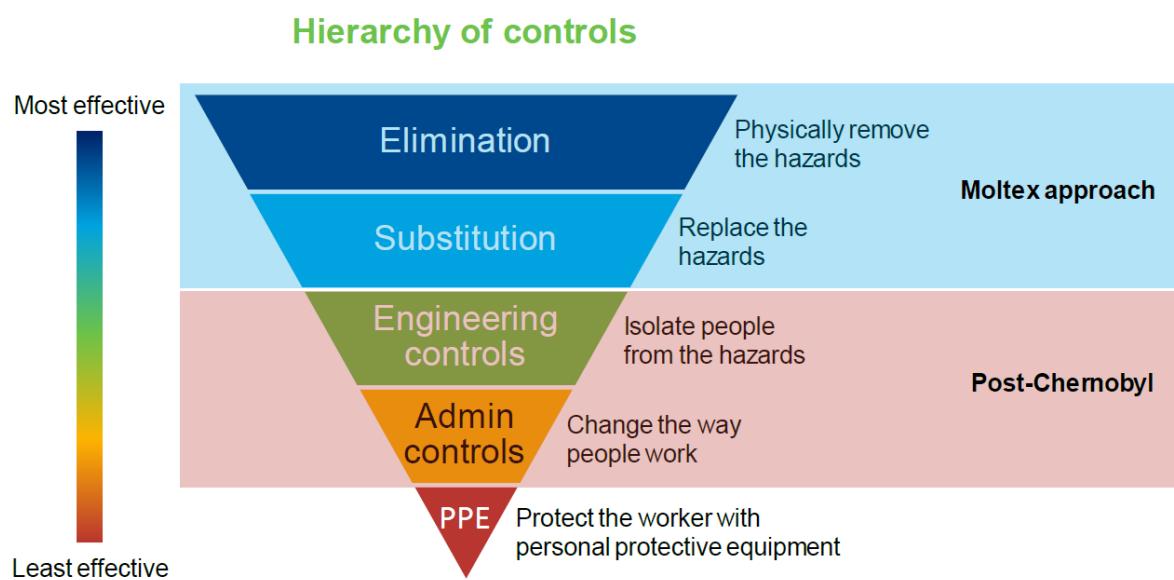
**Abb. 2.5** Aufbau eines SSR-W Brennelementes /SMR 22/

Auch das Primärkühlsalz, welches aus einer Mischung aus Magnesium- und Natriumchlorid ( $MgCl_2/NaCl$ ) besteht, wird unter reduzierenden Bedingungen geführt, damit auch hier Korrosionsprozesse unterbunden werden. Dazu wird ein Teil des Primärkühlmittels durch Elektrolysezellen („redox control unit“) geleitet. Der entsprechende Leckstrom wird über die Vakuumbrecherleitung bereitgestellt, wenn die Kühlmittelpumpen im Normalbetrieb arbeiten.

Nach der Brennelemententnahme aus dem Reaktorkern werden diese an diversen Positionen in der Reaktorperipherie zur Abkühlung zwischengelagert (vgl. Kapitel 2.2, Abb. 2.2), bevor sie in der WATSS-Anlage wieder aufgearbeitet werden können.

### 3 Auslegung

Die Auslegungsphilosophie des SSR-W folgt dem Prinzip der RisikominimierungsPyramide (Abb. 3.1). Der Schwerpunkt liegt dabei im Einsatz inhärenter Merkmale zur Beseitigung von Gefahren und auf der Verwendung technischer Sicherheitsmerkmale, zur Schaffung zusätzlichen Vertrauens sowie zur Unterstützung der inhärenten physikalischen Merkmale.



**Abb. 3.1** RisikominimierungsPyramide /MOL 21/

Die Anlagenauslegung sieht eine maximale Radioaktivitätsfreisetzung über die in der Betriebsgenehmigung hinaus genehmigten Werte von  $< 10^{-6}$ /Jahr vor. Vermutung: Hier ist die *large early-release frequency (LERF)* gemeint.

Die Rampen der Leistungsregelung (ramp rates) werden über die Dampfseite – nachgelagert dem thermischen Speicher – gesteuert, nicht über die nukleare Seite des Reaktors. So kann dieser stets mit konstanter Leistung betrieben werden und Regelvorgänge sind nicht notwendig.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Der SSR-W ist so ausgelegt, dass für den Reaktorbetrieb keine Reaktivitätskontrolle notwendig ist. Auch eine Überschussreaktivität ist zu keinem Zeitpunkt des Reaktorbetriebs notwendig, da die Kombination aus häufigem Brennelementwechsel (alle 10 Tage im laufenden Betrieb) und dem stark negativen Temperatur-Reaktivitätskoeffizienten für eine konstante

---

Reaktorleistung zwischen den BE-Wechseln sorgt. Kleinere Reaktivitätsabfälle werden durch eine leicht sinkende Durchschnitts-Salzschmelze-Temperatur kompensiert. Abschirm- oder Moderatorstäbe sind im SSR-W in keinem Betriebszustand notwendig, dadurch ist auch die Gefahr von Reaktivitätstransienten nicht gegeben.

## Abschaltsystem

Zur Reaktorabschaltung kommen Abschaltelelemente zum Einsatz, die die Reaktivitätskontrolle mittels radialem Neutronenleckage herbeiführen.

### 3.2 Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme

Das Nachwärmeabfuhrsystem funktioniert vollständig passiv und basiert auf der natürlichen Konvektion des Primärkühlsalzes. Nach der Reaktorabschaltung oder dem Ausfall der Kühlungspumpen setzt sich die Konvektionsströmung des Kühlsalzes fort. Die Nachwärme wird dabei an die Wände des Reaktortanks übertragen, welcher an der Außenseite mit einem gerippten Kühlkanal ausgestattet ist. Dieser Aufbau ermöglicht die Abfuhr der Nachwärme auf unbestimmte Zeit.

Moltex Energy führt aus, dass auf ein Sicherheitseinspeisesystem vollständig verzichtet werden kann, da einerseits das Kühlmittel einen sehr hohen Siedepunkt hat und es darüber hinaus keinen „glaubhaften Leckagepfad“ gebe, der zu einer Kernfreilegung führen könne.

### 3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss

Auf Grund der Verwendung einer Salzschmelze mit sehr hohem Siedepunkt ist der Primärkühlkreislauf drucklos ausgelegt. Den primären Sicherheitsbehälter bildet das Brennstoffhüllrohr, als sekundäres Containment fungiert die Salzschmelze. Diese kann im Falle von Brennstabdefekten austretende Spaltprodukte absorbieren und somit eine Freisetzung in die Umwelt verhindern. Als dritte und vierte Barriere fungieren der Reaktortank und das biologische Schild.

Oberhalb des Behälters befindet sich ein Argonraum mit einer Auskleidung aus rostfreiem Stahl, der von einer ~1 m mächtigen Betonwand umgeben ist, die als biologischer Schild dient. Die Wände des Reaktorgebäudes bestehen aus ~300 mm dickem Stahlbeton und dienen ebenfalls als Abschirmung.

---

**3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen****3.5 Elektrotechnik**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

**3.6 Leittechnik**

Es gibt ein separates Schutz- und Überwachungssystem. Das Schutzsystem ist fest verdrahtet für ein vierkanaliges Kodierungssystem. Das Steuerungssystem ist ein SCADA-System (Supervisory Control and Data Acquisition). Das Überwachungssystem ist ein verteiltes Datenerfassungs- und Überwachungssystem mit Standard-Überwachungssoftware /SMR 22/.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Leittechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Leittechnik veröffentlicht werden.

**3.7 Wartenkonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt vertritt Moltex Energx den Standpunkt, dass eine Warte ausreichend und somit eine zweite Warte nicht erforderlich ist /CNS 21/.

Es ist keine Notsteuerstelle vorgesehen.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

**3.8 Kommunikationskonzept**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zum Kommunikationskonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Kommunikationskonzept veröffentlicht werden.

**3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur Personellen Betriebsorganisation vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Personellen Betriebsorganisation veröffentlicht werden.

## **4 IT-Sicherheit**

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere zur IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das SSR-W-Konzept verwendet abgebrannten CANDU-Kernbrennstoff, der recycled in Form einer Salzschmelze in Brennstäben vorliegt. Seine Reinheit ist gering, eine genauer Uran-Anreicherungsgrad wird bislang jedoch nicht in den Unterlagen beziffert /IAE 22/. Da es sich bei dem Kernbrennstoff jedoch um wiederverwendeten Kernbrennstoff handelt und abgebrannte Brennelemente vor Ort zwischengelagert werden, kann nach Tab. 1 /IAE 11/ eine Einstufung in Kat. II vorgenommen werden.

Moltex Energy ist ein Start-Up im Bereich Kerntechnik. Der SSR-W SMR stellt das derzeitige Reaktorprojekt von Moltex Energy dar. Das Projekt befindet sich in der Design Review Phase. In dieser ist es nicht erforderlich Unterlagen an die Aufsichts-/Genehmigungsbehörde zu übermitteln, weshalb nur sehr vereinzelt Informationen zu Sicherungsbelangen recherchiert werden konnten. Abschätzungen zu Sicherungsmaßnahmen und -einrichtungen werden im Folgenden daher konservativ getroffen.

### SMR-Standorteigenschaften

Laut /IAE 22/ besitzt das Anlagengelände eine Fläche von 2,25 ha. Damit gehört das SSR-W SMR-Konzept zu einer Anlage mit unterdurchschnittlichem Flächenbedarf. Eine Konzeptdarstellung des Anlagengeländes ist in Abb. 5.1 dargestellt. Es fällt auf, dass es eine räumliche Trennung zwischen kerntechnisch relevanten Anlagenteilen wie dem Reaktorgebäude durch einen Perimeter von sonstigen baulichen Strukturen, wie dem Umspannwerk oder dem Verwaltungsgebäude gibt. Aus Abb. 5.1 kann somit abgeleitet werden, dass eine Zutrittsbeschränkung für das Anlagengelände angedacht ist und sich hinter dem Perimeter vermutlich der zutrittsbeschränkte Bereich befindet. Der zutrittsbeschränkte Bereich kann über lediglich einen Zugang betreten werden, an dem sich ein (Wach-)Gebäude befindet, in dem vermutlich der Zugang kontrolliert wird. Der Zutritt kann zu Fuß oder über eine Straße erfolgen. Für eine Zufahrt per Straße muss eine Fahrzeugschleuse passiert werden, ebenfalls an dem Wachgebäude. Es ist plausibel anzunehmen, dass die Personen- und Fahrzeugkontrolle in diesem Gebäude wahrgenommen wird. Ein Durchfahrschutz ist an der Schleuse nicht erkennbar.

Die Straße vor der Schleuse biegt unmittelbar vor Erreichen der Schleuse in einer rechtwinkligen Kurve ab, damit wird ein Anfahren mit hohen Geschwindigkeiten auf die Schleuse erschwert. Angrenzend an Schleuse und Wachgebäude verläuft der Perimeter, ausgeführt in Form einer Doppelzaunanlage. Der Abstand zwischen den Zäunen scheint einige Meter zu betragen und erlaubt gute Einsehbarkeit. Das Vorfeld um die Anlage ist teilweise von Bäumen

gesäumt, diese wirken sich nachteilig auf die Übersichtlichkeit des Vorfeldes aus. An der Zau-nanlage sind keine Beleuchtungs-/Kameramasten erkennbar (Abb. 5.1).

Auf dem umzäunten Anlagengelände sind Parkplätze vorgesehen und PKW dargestellt. Das Befahren mit PKW scheint demnach möglich zu sein. Das Gelände verfügt über drei erkennbare Gebäude und ist ansonsten freigehalten, sodass dort eine gute Übersichtlichkeit geben scheint (Abb. 5.1). Bei dem Reaktorgebäude handelt es sich vermutlich um den geschützten Bereich, in dem sich auch ein innerer und bedeutender Bereich befinden könnten.



**Abb. 5.1** Ein von Moltex energy geplamter Reaktorstandort /WNN 21/.

### Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Über die bauliche Ausführung der Gebäude liegen nur wenige Informationen vor. Die Wände des Reaktorgebäudes sollen etwa 30 cm mächtigen Stahlbetonwänden aufgebaut sein. Das biologische Schild, dass sich oberhalb des Reaktorbehälters befindet, soll hingegen eine Betonwandstärke von etwa 1,00 m aufweisen. Ob es auch einem Flugzeugabsturz standhält, geht aus den Unterlagen nicht hervor. Auf dem Gelände weist das Reaktorgebäude keine erkennbaren Öffnungsverschlüsse auf, ein Personenzugang sowie eine Materialschleuse sind jedoch plausibler Weise zu unterstellen.

Der Reaktorbehälter ist gemäß Abb. 2.1 unterirdisch angeordnet. Dies bietet grundsätzlich einen erhöhten Schutz gegen externe Gefahren und könnte auch vorteilhaft für die Sicherung sein. Eine Erdbebenwiderstandsfähigkeit ist nicht angegeben.

---

Es ist angegeben, dass alle 10 Tage eine Brennelementwechsel durchgeführt und diese zum Abklingen in der Reaktorperipherie positioniert werden. Folglich ist es plausibel zu unterstellen, dass es auch ein Lagergebäude für den abgebrannten Kernbrennstoff vor Ort geben soll, da ansonsten hochfrequente Transporte zu einem dezentralen Lager notwendig wären, um den abgebrannten Kernbrennstoff aufzunehmen. Dieses zu unterstellende Lagergebäude sowie das Reaktorgebäude erscheinen die aktivitätsführenden Bereiche des SSR-W SMR-Konzepts zu sein.

Auf Grund der Verwendung einer Salzschnmelze mit sehr hohem Siedepunkt ist der Primär-kühlkreislauf drucklos ausgelegt. Die erste Sicherungsebene bildet das Brennstoffhüllrohr. Die zweite Ebene stellt die Salzschnmelze dar, diese kann im Falle von Brennstabdefekten austretende Spaltprodukte absorbieren und somit eine Freisetzung in die Umwelt verhindern. Als dritte und vierte Ebene fungieren der Reaktortank und das biologische Schild.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

Wie bereits beschrieben, ist das Anlagengelände mit einem Perimeter in Form einer Doppelzaunanlage geschützt (Abb. 5.1). Da ein Perimeter ohne die Funktionen Detektion, Verifikation und Alarmierung keine Sicherungsfunktion besitzt, ist zu unterstellen, dass auch solche Systeme an der Doppelzaunanlage installiert werden, wenngleich keine derartigen Masten erkennbar sind.

An der zentralen Zufahrt befindet sich eine Fahrzeugschleuse sowie ein einzelner Personenzugang. Das an diesen Zugängen gelegene Gebäude ist vermutlich ein Wachgebäude, in dem die Funktion der Zugangsbeschränkung durch Kontrollen sowie die Gepäckkontrolle vermutlich wahrgenommen wird.

Es liegen keine Hinweise zu einer Alarmzentrale vor.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

Zu personellen Sicherungsmaßnahmen finden sich keine expliziten Informationen für das SSR-W Konzept. Anhand der unterstellten Verfügbarkeit von technischen Sicherungseinrichtungen, die anzunehmender Weise die Funktionen der Verifikation und Alarmierung ausüben, ist auch Sicherungspersonal erforderlich, welches diese Funktionen überprüft bzw. verarbeitet.

Auch das Vorhandensein eines Wachgebäudes an der Schleuse muss zur Wahrung seiner Funktion mit Sicherungspersonal besetzt sein. Dies ist ein weiterer Hinweis für das Vorsehen von Sicherungspersonal.

Insbesondere bei den personellen Sicherungsmaßnahmen sind keine Informationen veröffentlicht, sodass die oben genannten Erkenntnisse vielen Annahmen unterliegen.

### **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Ein Brennelementwechsel soll alle 10 Tage erfolgen und damit etwa 36,5-mal pro Jahr /IAE 22/. Die gesamte Betriebszeit der Anlage soll bei 60 Jahren liegen. Somit ergeben sich in etwa 2.200 Brennelementwechsel für die Anlagenbetriebszeit, was im Vergleich zu anderen SMR als ein enorm hoher Wert anzusehen ist. Jeder Brennelementwechsel, bei dem Kernbrennstoff gehandhabt wird, erfordert temporäre Sicherungsmaßnahmen, da sich dann weniger Barrieren um den Kernbrennstoff befinden. Die entnommenen BE werden in der Reaktorperipherie zur Abkühlung zwischengelagert, bevor sie der Aufbereitung zugeführt werden.

Bei den aktuell vorliegenden Unterlagen zum SSR-W SMR-Konzept liegen keine Informationen zu einer Notstromversorgung vor. Daher kann auch nicht angenommen werden, dass Sicherungseinrichtungen über eine Notstromversorgung verfügen.

## 6 Stand der Realisierung

Bei der Entwicklung des SSR-W wurden mehrere neuartige Komponenten entwickelt. Dazu gehören die primären Wärmetauscher, die Brennstabentlüftung, die Not-Wärmetauscher, sowie die Infrastruktur der Brennstoffhandhabung.

Erste Validierungen des SMR-Konzeptes fanden bereits in einer kleinen Versuchsanlage mit einem Volumen < 1 kg geschmolzenem Salz statt. Hier wurden insbesondere Wärmeübertragungskoeffizienten bestimmt, mit Hilfe derer die thermohydraulische Leistung des Reaktorkerns modelliert werden konnte. Zurzeit befindet sich eine Versuchsanlage mittlerer Größe im Bau, die einige Dutzend Kilogramm Salzschorle enthalten wird. Im Juni 2023 erhielt Moltex Energy USA im Rahmen des US-amerikanischen Förderprogramms Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear (GAIN) ein Voucher, durch das Tests der Wärmeübertragung durch natürliche Konvektion in Zusammenarbeit mit dem Argonne National Laboratory ermöglicht werden /MCE 23/.

Moltex Energy wurde im Jahr 2018, damals noch mit dem „alten“ Reaktordesign, vom kanadischen Energieversorger NB Power und der Regierung von New Brunswick ausgewählt, die Entwicklung des SSR-W in New Brunswick, voranzutreiben /WNN 18/. Ziel ist es, den FOAK SSR-W am Kernkraftwerksstandort Point Lepreau zu errichten. In Vorbereitung darauf wird das SSR-W-Design dem CNSC Vendor Design Review (VDR)-Prozess unterzogen. Der Entwurf hat Phase 1 des VDR im Mai 2021 erfolgreich abgeschlossen.

Die Executive Summary des Phase 1 Reviews bestätigt in weiten Teilen Moltex' Reaktorkonzept /CNS 21/. Zu einigen Aspekten der Themenfelder Managementsystem, Klassifizierung von SSCs und Schnittstellen zwischen SSCs verschiedener Sicherheitsebenen, nicht-Vorhandensein einer Notwarne, Containmentstruktur, Brennstoffqualifizierung sowie zur Funktionalität, Angemessenheit und Zuverlässigkeit der inhärenten und passiven Sicherheitssysteme und -komponenten bedarf es für die Phase 2 des VDR noch weiterer Informationen durch Moltex Energy.

Die Inbetriebnahme des ersten SSR-W Reaktors sieht Moltex Energy für die frühen 2030er Jahre vor.

## 7 Quellen

- /CNS 21/ CNSC, Phase 1 pre-licensing vendor design review executive summary: Moltex Energy, <http://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/moltex-energy-executive-summary.cfm>, letzter Zugriff: 08.12.2023
- /MCE 23/ Moltex clean energy: Moltex receives US DOE voucher for nuclear reactor testing, 28.06.2023, online: [Moltex receives US DOE voucher for nuclear reactor testing - Moltex Energy](#), Zugriff: 24.10.2023.
- /MOL 18/ Moltex Energy Ltd., An Introduction to the Moltex Energy Technology Port-folio, Januar 2018
- /MOL 21/ Moltex technology - An overview for the National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine committee on fuel cycles and waste aspects of advanced nuclear reactors; 23.2.2021, Rory O'Sullivan, Chief Executive Officer, North America
- /SMR 22/ IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2022 Edition
- /WNN 18/ Moltex partners in New Brunswick SMR project, World Nuclear News, 16.07.2018, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Moltex-partners-in-New-Brunswick-SMR-project>, letzter Zugriff: 08.12.2023
- /WNN 21/ Moltex SMR clears first phase of regulatory review, World Nuclear News, 26.05.2021 <https://world-nuclear-news.org/Articles/Moltex-SMR-clears-first-phase-of-regulatory-review>, Abruf: 22.03.2023,

## A.15 SMR-Steckbrief: „Xe-100“

### 1 Einleitung

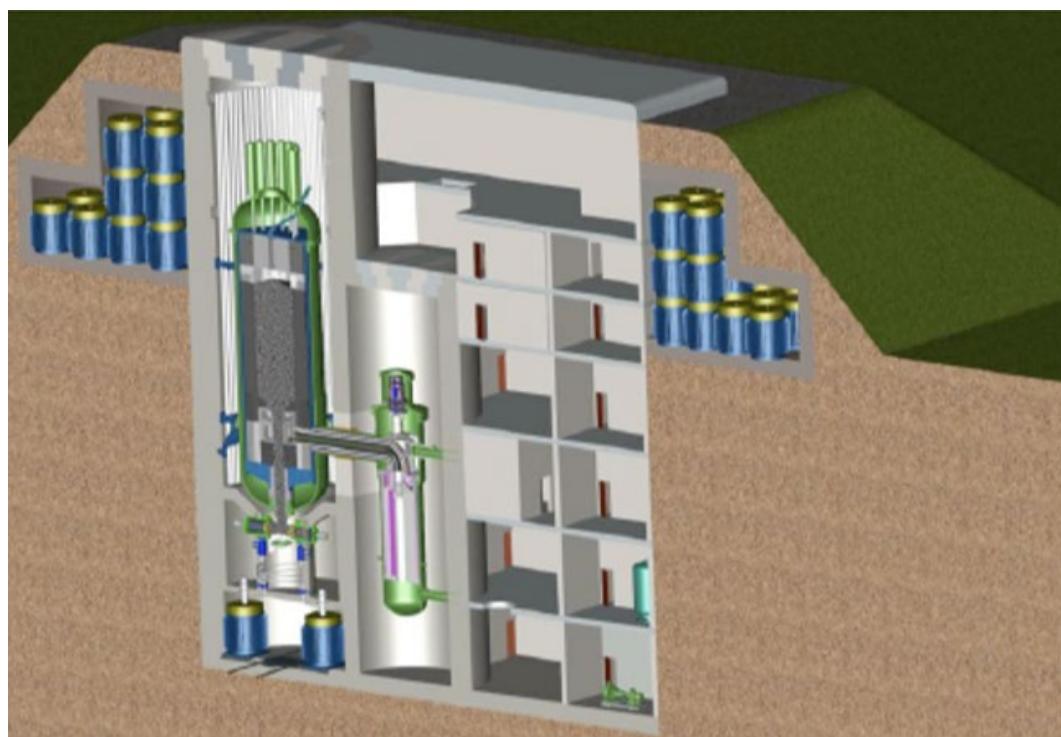
Bei der Erstellung der SMR-Steckbriefe wurde auf frühere Arbeitsergebnisse der GRS im Bereich Anlagensicherheit zurückgegriffen. Hier sind insbesondere die Arbeiten in den Vorhaben 4717R01520, 4720R01500, 4720R01560, 3617R01520 zu nennen. Diese Ergebnisse stellen jedoch nicht den jüngsten Entwicklungsstand der SMR-Konzepte in Bezug auf Anlagenlayout, Stand der Realisierung etc. dar, sodass Neurecherchen durchgeführt wurden und somit aktuelle Informationen Einzug in die Steckbriefe gehalten haben. Darüber hinaus wurde auf das zweijährig erscheinende IAEA Booklet „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactor Information System (ARIS)“ in der letzten Version 2022 /IAE 22/ sowie die auf der ARIS Plattform hinterlegten Dokumente zurückgegriffen.

## 2 Kurzkonzeptbeschreibung

Beim Xe-100 handelt es sich um ein SMR-Konzept der privaten Kerntechnik-Firma X-energy aus Maryland, USA. Das Reaktorkonzept basiert auf einem gasgekühlten Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktor, der über eine elektrische Leistung von 80 MW<sub>e</sub> verfügen sollen. Die thermische Leistung der Reaktormodule soll 200 MW<sub>th</sub> betragen. Durch die Möglichkeit bis zu vier der modularen Reaktoren zu kombinieren, kann die Leistung auf 320 MW<sub>e</sub> gesteigert werden. Durch Simplifizierung und Reduzierung von Konstruktionszeiten soll das Konzept wirtschaftlich nutzbar gemacht werden, auch für Industrieanwendungen. X-energy wird dabei im Rahmen des Advanced Reactor Demonstration Program des US-DoE gefördert.

### 2.1 Anlagenlayout und Betrieb

Bei der Gebäudeanordnung setzt X-energy auf ein kompaktes Layout. Das Reaktorgebäude soll dabei optional unterirdisch verbaut werden können (siehe Abb. 2.1). Diese Maßnahme dient dem Schutz gegen Einwirkungen von außen. Ebenfalls unterirdisch sollen zusätzliche Lagerungsmöglichkeiten für verbrauchten Brennstoff integriert werden können. Der verbrauchte Brennstoff soll für die Gesamtdauer der Anlagennutzung vor Ort zwischengelagert werden können.



**Abb. 2.1** Unterirdische Anlagenanordnung eines Moduls /WPI 16/

Um die Stillstands- und Wartungszeiten zu reduzieren, setzen die Entwickler auf eine kontinuierliche Brennstoff-Befüllung des Kugelhaufenreaktors. Die Brennstoffkugeln werden nach dem Mehrfachdurchlauf-Prinzip dem Reaktordruckbehälter (RDB) während des laufenden Betriebes über die obere Öffnung zugegeben. Die Kugeln durchlaufen den Reaktorkern, der von einem Reflektor aus Graphit umhüllt ist. Sobald eine Brennstoffkugel den unteren Bereich des RDB erreicht, wird eine gammaspektrometrische Messung durchgeführt, um den Abbrand bestimmen zu können. Ist der Abbrand niedrig genug, wird die Brennstoffkugel wieder über die obere Öffnung zugeführt. Die Brennstoffkugeln sollen den Reaktorkern 6-fach durchlaufen, bis eine ausreichende Brennstoffnutzung erreicht wurde. Anschließend wird die Brennstoffkugel über eine mechanische Vorrichtung entnommen und der Zwischenlagerung übergeben. Bei Vollast sollen pro Tag ca. 173 frische Brennstoffkugeln dem Reaktor hinzugefügt und die gleiche Anzahl an abgebrannten Brennstoffkugeln entnommen werden. Die durch das kontinuierliche Befüllen erreichbare Anlagen-Verfügbarkeit soll 95 % betragen.

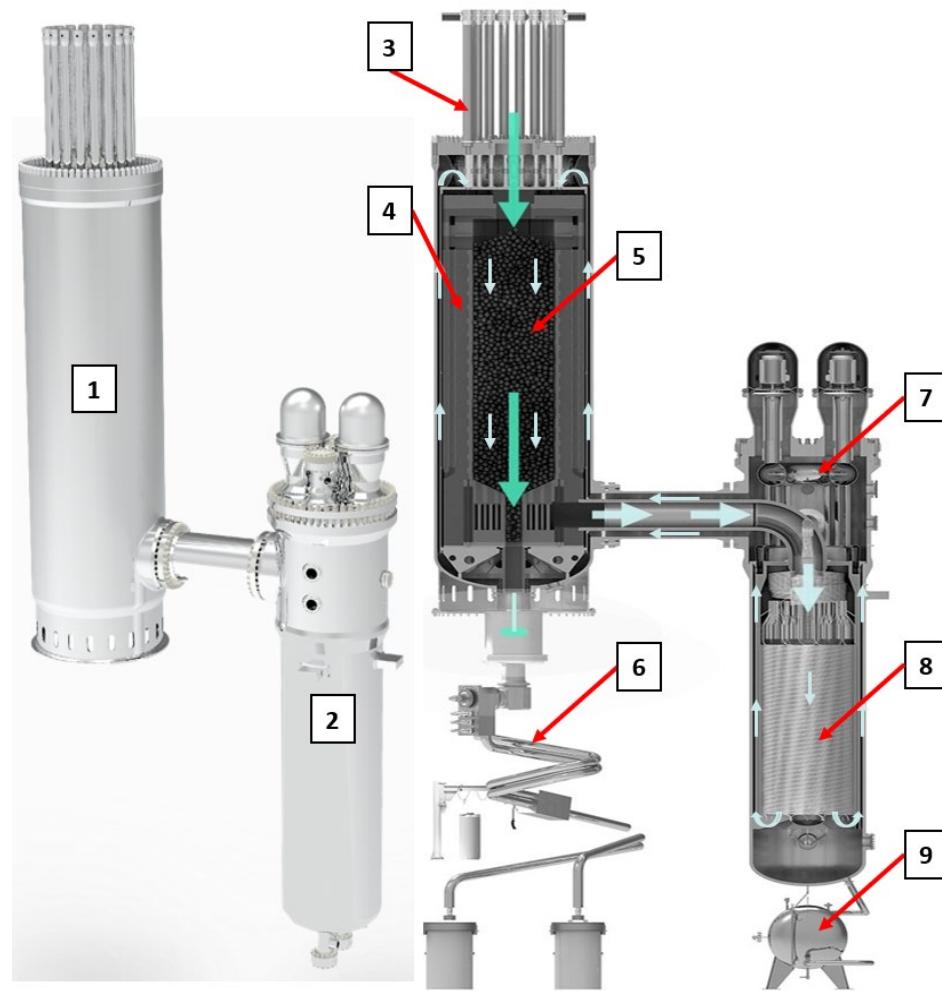
**Tab. 2.1** Betriebsparameter des Xe-100 von X-energy

Eigenschaft	Wert
Reaktortyp	Gasgekühlter Hochtemperaturreaktor
Thermische / elektrische Leistung	200 MW <sub>th</sub> / 80 MW <sub>e</sub>
Betriebslebensdauer	60 Jahre
Primärkühlmittel / Moderator	Helium/Graphit
Kühlmittelumwälzung	Helium-Radialverdichter
Primärcreisdruck	165 bar
RDB Durchmesser / Höhe	16,4 m / 4,88 m
Sicherheitsbehälter	-
Reaktorkern	TRISO-Kugelhaufen
Brennstoff	UCO, UO <sub>2</sub>
Anreicherung	15,5 %
Reaktivitätskontrolle	Steuerstäbe, Abschaltstäbe
Neutronengift (Überschussreakтивität)	k. A.
Temperatur Kerneintritt / Kernaustritt	260 °C / 750 °C
Aktive Kernhöhe	k. A.
Revisionszyklus	k. A.

Eigenschaft	Wert
Personalbedarf Betrieb / Revision	k. A. / k. A.
Dampferzeuger Typ / Anzahl	Wendelrohr-WT
Betriebsart der Dampferzeuger	-
Sekundär- / Tertiärkühlmittel	Wasser
Sekundärkreisdruck	165 bar
Flächenbedarf	340m x 385m (für 4 Reaktormodule)
Notfallplanungszone	k. A.
Bemessungserdbeben	0,5 g
Lagerkapazität für ausgediente Brennelemente	60 Jahre
Not-/Nachkühlsysteme	Reactor Cavity Cooling System
Not-Wechselstromversorgung	k. A.
Not-Gleichstromversorgung	k. A.
Kernschadenshäufigkeit	k. A.
Karenzzeit	k. A.
SAMG für Kern / SHB	gefilterte Druckentlastung des Containments

## 2.2 Primärkreis und Reaktorkern

Der RDB hat eine Höhe von 16,4 m bei einem Durchmesser von 4,88 m. Als Primärkühlmittel dient Helium, das mit einem Radial-Verdichter im Dampferzeuger auf 70 bar komprimiert wird. Es gelangt mit einer Eintrittstemperatur von 260 °C über den oberen Zugang in den Reaktorkern. Das Kühlmittel läuft am oberen Ende des RDB zusätzlich über die Steuerstäbe, um sie zu kühlen. Am unteren Ende des Reaktorkerns erreicht das Kühlmittel laut Entwickler eine Austrittstemperatur von 750 °C und wird zum Dampferzeuger (DE) geleitet. RDB und Dampferzeuger sind in Abb. 2.2 dargestellt.



**Abb. 2.2** Aufbau eines Xe-100-Moduls /XEN 22b/

Reaktordruckbehälter (1), Dampferzeuger (2), Steuerstäbe (3), Graphit-Reflektor (4), Brennstoffkugeln (5), Vorrichtung zur Brennstoffentnahme (6), He-Radial-Verdichter (7), DE-Wendelrohr (8), Speisewasser-Entgaser (9), Brennstoff-Befüllung (grün), Helium-Kreislauf (blau)

Der Brennstoff für den Betrieb des Xe-100 (Abb. 2.3) soll aus einer TRISO-X-beschichteten Mischung aus Urancarbid und Uranoxid bestehen. Der Uran-Anreicherungsgrad soll bis zu 15,5 % betragen (High-Assay Low Enriched Uranium). Durch diese Zusammensetzung sollen eine höhere Leistungsabgabe und ein Abbrand von bis zu 165 MWd/kg SM erreicht werden können. Die Qualifizierung des Brennstoffs ist jedoch noch nicht abgeschlossen. Alternativ soll der Xe-100 auch mit UO<sub>2</sub> betrieben werden können /BOY 20/. Bei TRISO-X handelt es sich um eine proprietäre Variante der bekannten TRISO-Beschichtung, die von X-energy eigenständig produziert werden wird. Der Brennstoff wird aus mit Kohlenstoff umhüllten Partikeln mit einem Durchmesser von 425 µm (und damit kleiner als der „German-Kernel“ mit 500 µm) gefertigt. TRISO steht für „Tristructural Isotropic“ und bezeichnet die Umhüllung des Brennstoffkerns mit Strukturen aus drei Materialen. Die erste Schicht besteht aus einem

porösen Puffer aus Kohlenstoff. Mit einer Porosität von 50 % bietet diese Schicht Raum, um gasförmige Spaltprodukte zu speichern. Die zweite Schicht besteht aus pyrolytischem Kohlenstoff (PyC) und schützt den Kern vor chemisch aggressiven Stoffen, die beim Auftragen der dritten Schicht auftreten können. Diese besteht aus stabilem Siliziumcarbid und bildet die Hauptstruktur des Partikels. Das Siliziumcarbid (SiC) soll feste Spaltprodukte in der TRISO-Beschichtung speichern. Die äußerste Schicht besteht wieder aus PyC, das die SiC-Schicht vor äußeren Einwirkungen schützt. Das Kugelhaufen-Konzept basiert auf einer losen Schüttung von etwa 220.000 mit Brennstoffpartikeln gefüllten Kugeln im Reaktorkern. Die Brennstoffkugeln enthalten etwa 18.000 bis 19.000 TRISO-X-beschichtete Partikel (Uran-Masse je 7 g) in einer Graphit-Matrix, die als Moderator dient. Die Außenhülle der Brennstoffkugel besteht aus einer Graphitschicht, in der Regel mit einer Schichtdicke von 5 mm.



**Abb. 2.3** Brennstoffkugel (links) und TRISO-X-beschichtete Partikel (rechts) /XEN 22b/

### 2.3 Sekundärkreis

Die Wärmeübertragung von Primärkühlmittel auf Speisewasser wird im Dampferzeuger über ein Wendelrohr realisiert. Die Speisung des DE erfolgt am unteren Zugang mit entgastem Wasser bei einer Eintrittstemperatur von 220 °C. Der erzeugte Frischdampf hat, bei einem Druck von 165 bar, eine Temperatur von 565 °C.

### 3 Auslegung

Die Eigensicherheit der überwiegende mit passiven Sicherheitssystemen ausgestatteten Anlage soll durch eine relativ geringe Leistungsdichte, eine hohe thermische Trägheit und einen stark negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität erreicht werden. Die Verwendung von TRISO beschichtetem Partikelbrennstoff bietet zusätzliche Rückhaltung der Spaltprodukte.

#### 3.1 Reaktivitätskontrolle

Das Erreichen eines prompt kritischen Betriebszustands soll aufgrund des stark negativen Brennstoffkoeffizienten nicht möglich sein. Kommt es zu einer ungewollten Reaktivitätssteigerung, führt die dadurch erhöhte Temperatur bei einem negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität zu einer Zunahme der Resonanzabsorption. Dies bewirkt eine Abnahme des Neutronenflusses und ein Absinken der Reaktivität. Der stark negative Temperaturkoeffizient ermöglicht laut Hersteller auch bei einem kombinierten Ausfall des Primärkühlkreises und der Steuer- und Abschaltstäbe die inhärente Reaktorabschaltung.

Komplettiert wird die Reaktivitätskontrolle durch neun Steuerstäbe (Reactivity Control System) und neun Abschaltstäbe (Reserve Shutdown System), die die Möglichkeit bieten, den Neutronenfluss aktiv zu begrenzen. Die Steuer- und Abschaltstäbe bestehen aus Bor, das mit einer korrosionsbeständigen Nickelbasislegierung ummantelt wurde. Die Positionierung erfolgt oberhalb der seitlichen Reflektoren des Reaktorkerns, in die die Steuer- und Abschaltstäbe einfahren.

#### 3.2 Nachwärmeverfuhr- und Notkühlsysteme

Die Leistungsdichte des Reaktorkerns wurde mit  $4,8 \text{ MW/m}^3$  geringgehalten, um die Wärme ohne Not- und Hilfskühlsysteme abführen zu können. Bei einem Ausfall der Primärkühlung wird die Wärme passiv durch die verschiedenen Schichten des unisolierten funktionalen Behälters abgeführt. Durch Wärmestrahlung, -konvektion und -leitung wird die Wärme unabhängig vom Druck des He-Kühlkreislaufs über Reflektor, Kerngehäuse und RDB bis zum Reactor Cavity Cooling System (RCCS) überführt. Bei einem Ausfall des RCCS ermöglicht es die funktionale Bauweise, die Wärme weiter über die Wände des Reaktorgebäudes in die Umgebung zu leiten. Dieses Konzept dient auch der Abführung der Nachzerfallswärme.

### **3.3 Barrierenkonzept und Spaltprodukteinschluss**

Das Barrierenkonzept des Xe-100 zur Verhinderung der Freisetzung von radioaktiven Stoffen basiert auf folgenden Barrieren:

- TRISO-X-Brennstoffpartikel in der Brennstoffmatrix
- Druckführende Umschließung (RDB, DE und deren Verbindungsleitung)
- Reaktorgebäude

Laut X-energy wurden die vom Idaho National Laboratory vorgegebenen Design-Kriterien für funktionale Behälter für modulare HTGR umgesetzt. So soll das Zusammenwirken der Barrieren bestimmte Anforderungen an die druckresistente Struktur des RDB überflüssig machen /INL 10/.

### **3.4 Management von Stör- und Zwischenfällen, mitigative Maßnahmen**

Aufgrund der inhärenten Sicherheitseigenschaften des Xe-100 insbesondere hinsichtlich des Ausschlusses einer Kernschmelze und aufgrund des geringen radioaktiven Inventars strebt der Hersteller eine Verkleinerung der Notfallplanungszonen an. So soll der von der NRC vorgegebene Radius der Plume Exposure Pathway Emergency Planing Zone laut Hersteller statt 10 Meilen ( $\approx 16,1$  km) nur noch 400 Yards ( $\approx 366$  m) betragen. /XEN 17/

Das Reaktorgebäude ist mit Überdruckklappen ausgestattet, die im Falle eines großen Lecks im Primärkreislauf eine Druckentlastung über einen gefilterten Entlastungspfad ermöglichen.

### **3.5 Elektrotechnik**

Zur Ausführung sicherheitsrelevanter Funktionen wird nach Xe-100-Design keine elektrische Stromversorgung benötigt, da entsprechend unabhängige bzw. passive Sicherheitsfunktionen Designgrundlage sind.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur Elektrotechnik vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur Elektrotechnik veröffentlicht werden.

### 3.6 Leittechnik

Der Xe-100 setzt auf ein Anlagensteuerungs- und Datenerfassungssystem (Plant Control and Data Acquisition System, PCDAS), das aus einem integrierten Ansatz von Instrumenten und Steuerungssystemen besteht, die jeweils definierte Aufgabengebiete bzgl. der Maßnahmen zur Steuerung des Anlagenbetriebs im Normalbetrieb, bei Transienten und zur Überwachung wichtiger Parameter haben. Diese Systeme funktionieren unabhängig voneinander und nutzen grundsätzlich jeweils dediziertes Equipment. Die folgenden Systeme sind für das PCDAS vorgesehen /XEN 23/:

- **Prozessleitsystem (Distributed Control System, DCS)**

Das Prozessleitsystem umfasst mehrere Ebenen zur Steuerung von einfachen Prozessen bis hin zu komplexen Sequenzen, mit denen die Anlage in spezifizierte Zustände überführt wird. Über automatisierte Funktionen sollen definierte Standardfunktionen wie beispielsweise das An- und Abfahren sowie Laständerungen ausgeführt werden. Das Design der Hardware sowie deren Betrieb ist modular vorgesehen, sodass einzelne Kontroll- und Steuerungsfunktionen dedizierten Controllern zugeordnet sind, wobei zwischen den einzelnen Controllern zudem Daten ausgetauscht werden, wenn dies für komplexere Steuerungsfunktionen erforderlich ist. Der nukleare und der nicht nukleare Teil der Anlage ist grundsätzlich bezüglich der im Prozessleitsystem verwendeten Komponenten getrennt.

- **Investitionsschutzsystem (Investment Protection System, IPS)**

Das Investitionsschutzsystem dient im Wesentlichen zur Überwachung sicherheitsrelevanter Parameter und zur automatischen Ausführung von Schutzfunktionen bei der Abweichung entsprechender Parameter von einem definierten Arbeitsbereich. Das IPS wird somit aktiv, wenn das DCS nicht in der Lage ist, die Parameter innerhalb der vordefinierten Grenzen zu halten. Es wird zwischen zwei Funktionalitäten unterschieden: korrigierende Maßnahmen und Schutzmaßnahmen. Wenn überwachte Parameter sich außerhalb von durch das DCS festgelegte Grenzen befinden, werden zunächst korrigierende Maßnahmen eingeleitet, indem über das DCS neue Zielwerte vorgegeben werden, die beispielsweise die Leistung des Reaktors reduzieren. Zudem werden im Rahmen von Schutzmaßnahmen des IPS unabhängig von der Funktionalität des DCS ggf. Befehle direkt an entsprechende Subsysteme oder Aktuatoren übermittelt, welche die Steuerung des DCS überschreiben und beispielsweise zu einer unmittelbaren Abschaltung des Reaktors führen.

- **Reaktorschutzsystem (Reactor Protection System, RPS)**

Das Reaktorschutzsystem ist ein isoliertes sicherheitsrelevantes FPGA-basiertes Mehrkanal-Leittechniksystem, das den Anlagenzustand überwacht und Schutzmaßnahmen zur Verhinderung von Schäden auslöst. Dazu wird eine sofortige Abschaltung des Reaktormoduls ausgelöst, wenn zwei von vier Kanälen der überwachten Parameter definierte Grenzwerte zum Schutz des Personals vor Ort und der Allgemeinheit überschreiten. Die Abschaltung wird dabei über das Einfahren der Abschalt- und Steuerstabbänke über die Schwerkraft erreicht, wenn der entsprechende Mechanismus ausgelöst wird. Je nach Anlagenzustand werden daraufhin weitere Maßnahmen eingeleitet. Das RPS überschreibt dabei die Befehle aller anderen Kontrollsysteme. Das Design des RPS umfasst eine Eigenüberwachung seiner relevanten Komponenten und Module einschließlich Sensoren und automatischer Aktuatoren. Dabei werden die Funktionalität der Komponenten sowie die Kommunikationsverbindungen zum Datentransfer überprüft. Zusätzlich sind den technischen Spezifikationen der Komponenten entsprechend regelmäßige Kontrollprüfungen vorgesehen. Über die Warte gibt es zudem die Möglichkeit den Reaktor manuell über die Betätigung eines entsprechenden Aktuators abzuschalten, wobei die Steuer- und Abschaltstäbe einfallen.

- **System zur Reaktivitätskontrolle und Abschaltung (Reactivity Control and Shutdown System, RCSS)**

Das System zur Reaktivitätskontrolle und Abschaltung des Reaktors besteht wie in Abschnitt 3.1 beschrieben aus Steuer- bzw. Abschaltstäben, die Möglichkeit bieten, den Neutronenfluss aktiv zu begrenzen. Das RCSS lässt sich in Funktionen zur Reaktivitätskontrolle (Reactivity Control System, RCS) und Abschaltung (Reserve Shutdown System, RSS) unterteilen, wobei die entsprechenden Stäbe individuell oder gruppenweise (RCS und RSS) bewegt werden können. Die Steuerung erfolgt über Signale des DCS und IPS bzw. ggf. falls erforderlich über das RPS. Das System ist derartig aufgebaut, dass die Abschaltstäbe bei entsprechender Anforderung schwerkraftbedingt in den Reaktorkern einfallen und somit in Notfällen eine schnelle Abschaltung des Reaktors ausgelöst werden kann. Die Steuerstäbe befinden sich während des normalen Betriebs teilweise im Reaktorkern und können abhängig der jeweiligen Anforderungen entsprechend bewegt werden.

- **Post-Event Monitoring System (PEMS)**

Das PEMS bietet Informationen zum Anlagenstatus und -zustand während oder nach einem Ereignis wie beispielsweise einem Erdbeben. Es dient somit hauptsächlich zur Aufnahme und Speicherung von Daten.

- **Strahlungsüberwachungssystem (Radiation Monitoring System, RMS)**

Mit Hilfe des Strahlungsüberwachungssystems werden radiologische Parameter im Zusammenhang mit dem Betrieb der Anlage überwacht und aufgezeichnet. Das System besteht im Wesentlichen aus zwei Komponenten: der Radiation Area Monitor (RAM) wird zur Messung von Gammastrahlung eingesetzt und der Continuous Air Monitor (CAM) wird zur Messung von Tritium- und Edelgaskonzentrationen sowie von Partikelstrahlung verwendet. Das RMS nutzt ein zentrales System zur Datenaufnahme und Steuerung (Data Acquisition and Control System, DACS) angrenzend zur Warte, wodurch unter anderem Kontrollfunktionen des RMS wie beispielsweise Alarmtests oder Kalibrierungen durchgeführt werden können. Das DACS besteht aus zwei redundanten Servern, welche die Daten der Messstellen entsprechend aufnehmen. Das RAM- und CAM-System hat jeweils zwei Schnittstellen: eine zum PEMS und eine zum RMS DACS.

- **System zur Überwachung seismischer Aktivitäten (Seismic Monitoring System, SMS)**

Das System zur Überwachung seismischer Aktivitäten speichert mit Hilfe von Beschleunigungssensoren aufgezeichnete Messdaten zur Erdbebenerkennung und löst ggf. entsprechende Alarmierungen aus. Die Daten werden an das DCS und das PEMS übermittelt und beispielsweise im Falle eines Erdbebens über audiovisuelle Alarmmeldungen in der Warte angezeigt.

Im Rahmen eines Defense-in-Depth-Ansatzes (DID) sind die Komponenten und Leitechniksysteme redundant, diversitär und geschützt gegen gemeinsam verursachte Ausfälle ausgelegt. Durch entsprechende Funktionstests, Überwachungen und Prüfungen dieser Komponenten sowie vorgesehene korrektive Maßnahmen und die Anwendung angemessener Standards wird ein programmatischer DID-Ansatz sichergestellt. /XEN 23/

### 3.7 Wartenkonzept

Aufgrund der Auslegung des Reaktors und der passiven Sicherheitsmerkmale sollen bis zu vier Module von einer Warte aus, die mit drei Personen besetzt ist (siehe Abschnitt 3.9), gesteuert und überwacht werden. Zudem ist pro Reaktor eine Reserve-Abschalt-Station vorgesehen, wobei sich hierfür jeweils ein Raum in jedem separatem Reaktorgebäude befindet. /XEN 21a, XEN 23/

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zum Wartenkonzept vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zum Wartenkonzept veröffentlicht werden.

### 3.8 Kommunikationskonzept

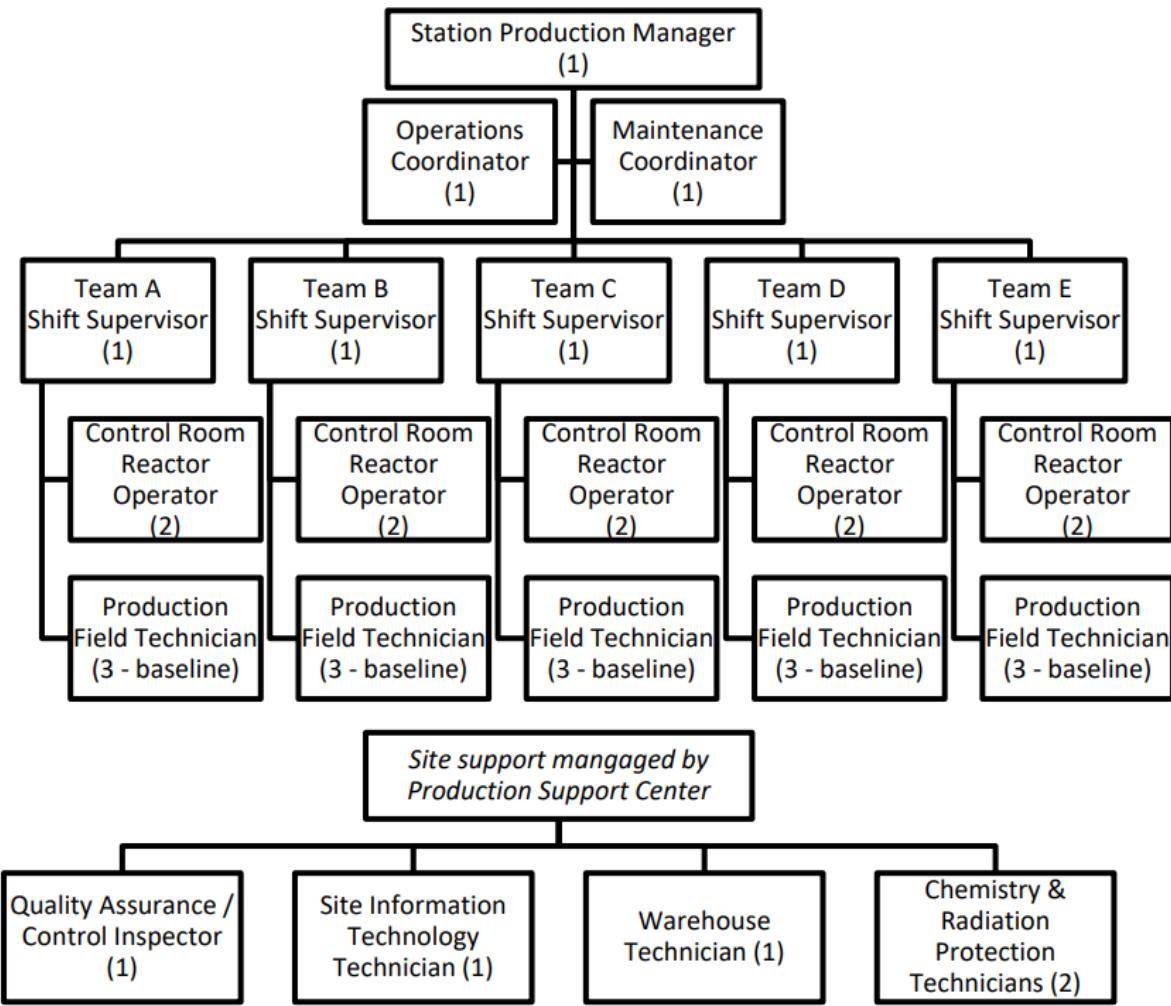
Die Kommunikation in Xe-100 Anlagen erfolgt über das Kommunikationsinterface COMS, wobei dieses System für betriebliche Belange verwendet wird und unabhängig vom Kommunikationssystem der physischen Anlagensicherung ist. Es handelt sich um ein integriertes System, das zudem teilweise logisch und physisch segmentiert ist, um zu gewährleisten, dass Fehler in einem Segment nicht automatisch zu Fehlern in anderen Segmenten führen, um die Kommunikation zwischen Segmenten zu kontrollieren und um verschiedene funktionale Ebenen sowie verschiedene Sicherheitszonen voneinander zu trennen. Insgesamt besteht COMS aus neun Subsystemen /XEN 23/:

- Local Area Network System (LANS): Datennetzwerk zur Netzwerkkommunikation für nicht sicherheitsrelevante Systeme wie beispielsweise das DCS oder PEMS.
- Plant Area Network System (PANS)
- Digital Data System (DDS): System zur Speicherung von und Zugriff auf Daten.
- Master Clock System (MCLK): Zuständig für die zeitliche Synchronisierung aller digitaler Komponenten des XE-100 Netzwerks.
- Telecommunications System (TELS): Primäres System für Sprachverbindungen.
- Mobile Radio System (MRS): Drahtloses System für Sprach- und Datenverbindungen, wobei eine Zwei-Wege-Sprachverbindung und Push-to-Talk-Möglichkeiten für Notfälle vorgesehen sind. Das System ist nicht mit dem drahtlosen Kommunikationssystem der physischen Anlagensicherung verbunden.
- Announcement and Notification System (ANS): Hauptsystem für anlagenweite Meldungen, u. a. auch im Fall von Notfällen.
- Multimedia TV System (MTVS): System für die Datenverbindungen eingesetzter Kameras.
- Satellite Communications System (SCS): Sekundäre Bereitstellung von Sprach- und Datenverbindungen, u. a. relevant während Konstruktionsphase sowie in abgelegenen Orten.

### 3.9 Konzept für personelle Betriebsorganisation

Der grundlegende personelle Betrieb einer Xe-100 Anlage ist im Organisationsplan in Abb. 3.1 dargestellt. Grundsätzlich ist neben der Position des Leiters der Anlage sowie der Koordinatoren für den operativen Betrieb und Wartungstätigkeiten ein fünf-Schicht-Betrieb vorgesehen, wobei jede Schicht aus einem Schichtleiter, zwei Operateuren in der Warte sowie mindestens drei Technikern auf der Feldebene besteht. Für verschiedene Bereiche wie

beispielsweise Qualitätssicherung oder Strahlenschutz sowie auf technischer Ebene sind zudem insgesamt fünf weitere Personen vorgesehen. /XEN 21b/



**Abb. 3.1** Personeller Organisationsplan für Xe-100. /XEN 21b/

## 4 IT-Sicherheit

Die gesamte Konzeption der IT-Sicherheit für XE-100-Anlagen umfasst die Etablierung, Umsetzung und Aufrechterhaltung von Maßnahmen zur Erfüllung der entsprechenden Anforderungen an die Cybersicherheit der Aufsichtsbehörden für die jeweilige Region abhängig vom physischen Standort der Anlage. Dabei ist ein Cyber-Security-Programm vorgesehen, das die Systeme schützt, welche die Sicherheit der Anlage und der Öffentlichkeit und gleichzeitig die Sicherstellung des Erreichens der betrieblichen und finanziellen Ziele gewährleisten sollen. Die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC, Structures, Systems and Components) sind in Anlehnung an die Veröffentlichungen „Cyber Security Plan for Nuclear Power Reactors“ (NEI 08-09) und „Cyber Security Control Assessments“ (NEI 13-10) des Nuclear Energy Institute (NEI), einem Wirtschaftsverband der Nuklearindustrie in den Vereinigten Staaten, in drei Kategorien aufgeteilt /XEN 23/:

- Sicherheitsrelevant, SR (Safety Related), beinhaltet beispielsweise die folgenden Systeme:
  - Reaktorschutzsystem (RPS)
  - System zur Reaktivitätskontrolle und Abschaltung (RCSS); Komponenten, die Einfluss auf den Einfall von Steuerstäben haben
- Nicht sicherheitsrelevant mit besonderer Behandlung, NSRST (Non-Safety-related with Special Treatment), beinhaltet beispielsweise die folgenden Systeme:
  - Investitionsschutzsystem (IPS)
  - System zur Reaktivitätskontrolle und Abschaltung (RCSS); Komponenten, die Einfluss auf die Positionierung von Steuerstäben haben
  - Post-Event Monitoring System (PEMS)
  - Strahlungsüberwachungssystem (RMS)
- Nicht sicherheitsrelevant ohne besondere Behandlung, NST (Non-Safety-Related with No Special Treatment), beinhaltet beispielsweise die folgenden Systeme:
  - Prozessleitsystem (DCS)
  - System zur Überwachung seismischer Aktivitäten (SMS)

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt liegen keine weiteren Informationen zur IT-Sicherheit vor, es ist jedoch damit zu rechnen, dass zu einem späteren Zeitpunkt weitere Informationen zur IT-Sicherheit veröffentlicht werden.

## 5 Maßnahmen zum physischen Schutz

Das Xe-100-Konzept verwendet den für konventionelle Kernkraftwerke gängigen UO<sub>2</sub>- sowie UCO-Kernbrennstoff mit einer Anreicherung von durchschnittlich 15,5%. In der zugehörigen Anlage werden auch die abgebrannten TRISO Brennelementkugel in Behältern gelagert. Entsprechend der Einstufung nach Tab. 1 /IAE 11/ ist dieses Konzept somit als eine Kat. II Anlage (ohne Freisetzungsbetrachtung) einzustufen.

Der Betreiber (X-energy LLC) ist ein privates Unternehmen, dass 2009 gegründet wurde, mit dem Ziel einen Kugelhaufenreaktor, den Xe-100 zu entwickeln und in Betrieb zu nehmen. Der Betreiber konnte finanzielle Unterstützung in mehreren Tranchen einwerben, zum Teil auch vom amerikanischen Energieministerium. X-energy hat ein white paper zum physischen Schutz veröffentlicht, in dem sie generisch ihre Sicherungsstrategie vorstellen:

Das Xe-100-Konzept wird nach dem security-by-design Ansatz entwickelt und berücksichtigt Sicherungsbelange bereits bei der Entwicklung. Der Betreiber gibt an, dass ein Freisetzungsszenario für ihre Anlage nicht erreicht werden kann. Durch böswillige Handlungen an den zu erreichenden Anlagenteilen können keine Maßnahmen vorgenommen werden, um einen Anlagenzustand zu erzeugen, der eine Freisetzung über die entsprechenden Grenzwerte zur Folge hätte. Dies berücksichtigt die Annahmen in den Lastannahmen /XEN 22a/. Mit ihrem Design gibt X-energy an, die Bedeutung von inneren Bereichen nach /IAE 11/ neu zu definieren, da durch die Anlagentechnik die radiologischen Freisetzungsgrenzwerte nicht erreicht würden /XEN 22a/. Ferner gibt der Betreiber an, die Anforderungen des Physischen Schutzes (nach CFR 73.55, Abschnitt 10), die auch für Leichtwasserreaktoren gilt, einzuhalten, jedoch werden regulatorische Ausnahmeregelungen angestrebt, da sich das Anlagendesign grundsätzlich von denen von Leichtwasserreaktoren unterscheidet. Der Betreiber strebt an, das Erreichen der Schutzziele durch verschiedene Betrachtungen nachzuweisen, hierzu zählen u.a.: Entwendungspfad-, Explosionsanalyse sowie eine Analyse zu Proliferationsresistenz /XEN 22a/. Der Betreiber möchte für das Erreichen der Schutzziele verschiedene Elemente miteinander verknüpfen: Physische Schutzmaßnahmen, Personelle Schutzmaßnahmen, Einbeziehung lokaler Strafverfolgungsbehörden, Anpassung des Anlagendesigns und eine fortführende Evaluation von Sicherungsmaßnahmen /XEN 22a/.

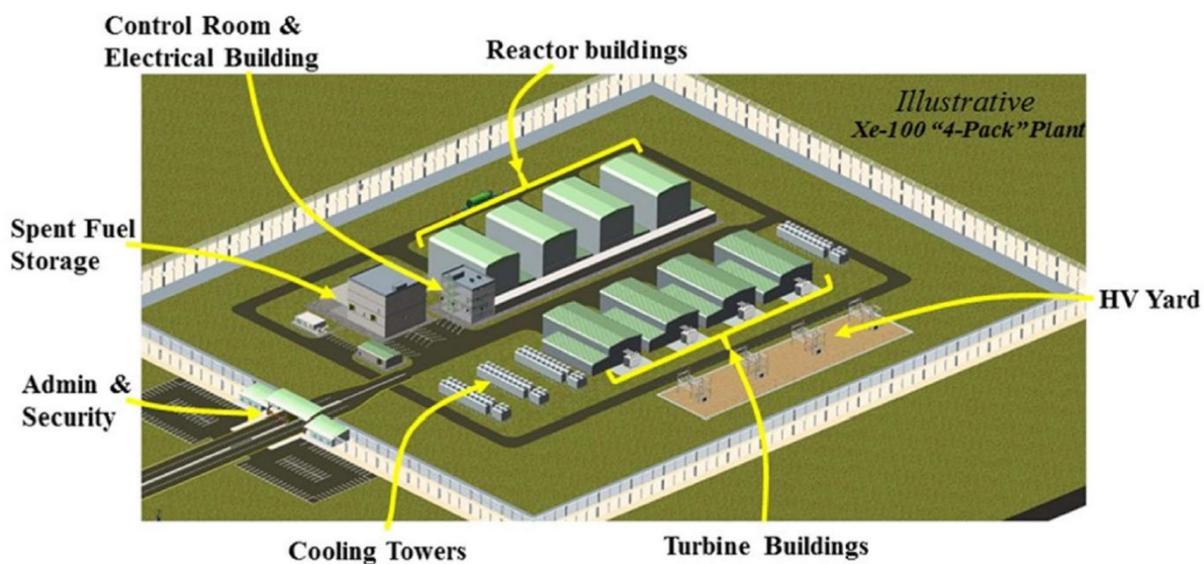
Die oben genannten selbst gestellten Vorgaben von X-energy decken auf generischer Ebene den Bereich der Sicherung bzw. des physischen Schutzes ab. Es erscheint daher plausibel anzunehmen, dass die geplanten Anlagen die Vorgaben der Sicherung versuchen werden einzuhalten bzw. dass auf Seiten des Herstellers klar erkennbare Bestrebungen zur Erfüllung

von Sicherungsbelangen vorherrschen. Der Security-by-design-Ansatz soll für den Xe-100 berücksichtigt worden sein. Der Ansatz defense-in-depth wird ebenfalls verfolgt.

### **SMR-Standorteigenschaften**

Der Flächenbedarf für eine vier-Modul-Anlage wird mit  $340^* 385$  m angegeben /IAE 22/, dies entspricht einer erforderlichen Fläche von etwa 13 ha. Damit wäre der Flächenbedarf einer solchen Anlage sehr groß im Vergleich zu anderen SMR-Konzepten.

Das Anlagengelände stellt den äußersten Bereich dar, welcher per Straße durch einen Fahrzeugcheckpoint für Betriebsangehörige sowie per Fußweg erreicht werden kann /XEN 22a/ (Abb. 5.1). Dies ist der einzige Zugang zum Gelände, an dem sich zusätzlich ein Gebäude mit Sicherungsfunktion befindet, an dem eine Zugangskontrolle durchgeführt wird /XEN 22a/ (Abb. 5.1). Bei dem Anlagengelände handelt es sich somit um den zutrittsbeschränkten Bereich. In ihm befindet sich der geschützte Bereich, welcher in seinem Umfang mit denen klassischer Kernkraftwerke verglichen werden kann /IAE 22a/. Innerhalb des geschützten Bereichs soll sich auch ein bedeutender Bereich („vital area“) befinden, welcher zusätzlich im Sinne des defense-in-depth Ansatzes stärker geschützt ist. Das Anlagengelände bzw. der zutrittsbeschränkte Bereich ist von einer Doppelzaunanlage umgeben (Abb. 5.1). Durch die Lage des Sicherungsgebäudes an der einzigen Zufahrt zum Gelände, erscheint es plausibel zu unterstellen, dass dort die Zutrittsberechtigung geprüft und auch Gepäckkontrollen von Personen und Fahrzeugen durchgeführt wird.



**Abb. 5.1** Darstellung eines Anlagenlayouts /IAE 22/

## Bauliche Beschreibung relevanter Gebäude und Barrieren

Gemäß des Anlagenlayouts (Abb. 5.1) können die aktivitätsführenden Bereiche identifiziert werden: In den Reaktorgebäuden befinden sich die Containments mit den RDBs und dem Kernbrennstoff. Zudem befinden sich dort Behälter, in die abgebrannte TRISO-Brennstoffkugeln gefüllt werden können. Schließlich ist noch ein Standortzwischenlager in dem Anlagenlayout vorgesehen, welches ebenfalls als aktivitätsführender Bereich zu zählen ist.

Das System des physischen Schutzes sieht einen defense-in-depth Ansatz vor, der durch den Einsatz verschiedener hintereinander geschalteter Barrieren eine möglichst hohe Widerstandszeit gegen böswillige Handlungen ermöglichen soll /XEN 22a/. Die Barrieren sind auf dem Anlagengelände lokalisiert und sollen den regulatorischen Vorgaben entsprechen bzw. diese übertreffen.

Es liegen keine Informationen zu der Anzahl der Öffnungsverschlüsse für das Reaktorgebäude vor. In Abb. 5.1 sind zwar keine Verschlüsse dargestellt, jedoch scheint dies aufgrund der Konzeptphase auf die Darstellungsform zurückzuführen zu sein.

Beispiele für physische Barrieren und Sicherheitsmerkmale im zutrittsbeschränkten Bereich, die in den Xe-100-Sicherheitsanalysen berücksichtigt werden, umfassen Metalith VBS und Mandall Sicherheitstore und -wände, aktive Verzögerungen mit Rauch- und Rutschmitteln, redundante Alarm- und Detektionsgeräte, Zurückhalten durch ferngesteuerte Waffenstationen (tödlich/nicht-tödlich) sowie die Unterstützung von lokalen Strafverfolgungseinheiten /XEN 22a/.

Der geschützte Bereich soll mit Fahrzeugbarrieren und Barrieren mit dem Zweck der Verzögerung ausgestattet sein /XEN 22a/. Bedeutende Bereiche verfügen über zusätzliche Barrieren, die einen unerlaubten Zugang verhindern sollen. Sie sollen derart baulich ausgeführt werden, als dass sie eine ausreichende Verzugszeit von Eindringversuchen sicherstellen und so Eingreifkräften ermöglichen gegen dieses Eindringen vorzugehen /XEN 22a/. Ferner wird angegeben, dass diese Barrieren Explosionen widerstehen sollen, wenngleich die Art der Explosion nicht genannt wird /XEN 22a/. Dies soll durch sogenannte Metalith Barrieren (Produkt der Fa. Infrastructure Defense Technologies) erreicht werden. Dabei handelt es sich um vertikale Stahlummantelungen mit einzelnen Kammern, die mit Sand oder Erde gefüllt werden. So sollen sie kostengünstig, einfach zu transportieren und aufzustellen sein und gleichzeitig einen hohen Widerstand aufweisen.

---

Die Barrieren um den Kernbrennstoff setzen sich zum einen aus der Brennstoffmatrix der TRISO-Brennstoffpartikel, der druckführenden Umschließung (RDB) und schließlich dem Reaktorgebäude zusammen, siehe auch Kap. 3.3.

Der Xe-100-SMR besitzt eine Widerstandsfähigkeit gegen ein Bemessungserdbeben (safe shutdown earthquake, SSE) von 0,5 g /IAE 22/.

### **Technische Sicherungseinrichtungen**

X-energy gibt an, dass am Anlagengelände die Fahrzeuge von Betriebszugehörigen durch einen automatischen Fahrzeugcheckpoint geleitet werden /XEN 22a/.

Der zutrittsbeschränkte Bereich soll ferner mit fortschrittlichen Überwachungssystemen überwacht werden, die ein 360° Live-Thermalbild liefern sollen, mit dem eine Detektion bis zu einer Entfernung von 600 m anhand optischer Erkennung möglich sein soll. Detektions- und Bewertungssysteme sollen zurückgreifen auf: Darstellung georeferenzierter Ziele auf georeferenzierten Karten, Reihen von peripheren Alarmen, integrierte akustische Geräte mit hoher Reichweite sowie leuchtstarke Beleuchtungseinrichtungen und Laser (Klasse III) für die Täter-Nachverfolgung und -Abschreckung /XEN 22a/.

Der geschützte Bereich wird mit folgenden Einrichtungen ausgestattet sein: Detektionssystemen für das Eindringen gekoppelt mit Verifikationseinrichtungen. X-energy gibt dabei an, dass sie die Effektivität neuer Technologie evaluieren und anstreben menschliche Fehlerquellen, die in konventionellen Kernkraftwerken auftreten können, zu reduzieren. Die Kombination aus baulichen und technischen Maßnahmen im geschützten Bereich soll die regulatorischen Vorgaben erfüllen. In die Überwachung vom zutrittsbeschränkten und geschützten Bereich könnte die Nutzung von Flugdrohnen (Beispiel: Mil Spec LiveSky) fallen /XEN 22a/.

Der innerhalb des geschützten Bereichs gelegene bedeutende Bereich soll über eine Zugangsbeschränkung mit Zugangskontrolle verfügen, bei ihrer Ausführung sollen sie alle regulatorischen Anforderungen erfüllen. Hierbei sollen Barrieren unterstützen, die einen unautorisierten Zugang verhindern bzw. eine abschreckende Wirkung erzielen sollen /XEN 22a/. Als Maßnahmen gegen eine Entwendung bzw. Freisetzung gibt X-energy an, dass die Verwendung von ferngesteuerten Waffensystemen (Kaliber 7.62 mm) für tödliche und nicht-tödliche Zwecke geprüft wird, da sie das System des Physischen Schutzes verbessern könnten /XEN 22a/.

---

Unter den vorliegenden Informationen finden sich keine Hinweise auf eine Alarmzentrale. Dennoch kann aufgrund der sehr konkreten und vielseitigen technischen Systeme das Vorhandensein einer Alarmzentrale zur Steuerung und Verarbeitung von Informationen dieser Systeme plausibler Weise unterstellt werden.

### **Personelle Sicherungsmaßnahmen**

X-energy gibt an, dass sie eine Sicherungsorganisation entwickeln werden, zu der trainiertes, qualifiziertes und ausgestattetes Personal mit einer Befehlsstruktur gehören soll. Sie sollen zur Wahrung der Schutzziele die erforderlichen Tätigkeiten ausüben, die den regulatorischen Vorgaben entsprechen. Zu dieser Organisation zählen folgende Positionen:

Sicherungsmanager: Zu den Aufgaben zählt die Prüfung der Sicherungsorganisation auf die Erfüllung der regulatorischen Anforderungen. Ferner überwacht er das Fortbildungs-/Übungsprogramm, die Diensttauglichkeit, Inspektionen, Wartungen und die Prüfung von Sicherungseinrichtungen und ist entsprechend der gesetzlichen Vorgaben qualifiziert.

Sicherungsschichtleiter: Er ist verantwortlich für die Verfügbarkeit und Qualifikation des Sicherungspersonals, damit die Aufgaben des Systems zum Physischen Schutz zuverlässig wahrgenommen werden können. Auch er ist entsprechend der Vorgaben qualifiziert.

Ausbildungsleiter: Er entwickelt und führt das Bildungsprogramm für das Sicherheitspersonal und ist verantwortlich für die fachliche Kompetenz des Personals entsprechend der anfallenden Tätigkeiten.

Sicherungsdienst: Personal, das die Exekutive in der Sicherungsorganisation darstellt, das für die Aufgaben entsprechend qualifiziert und in ausreichendem Maße verfügbar ist.

Bedienpersonal: Personal, dass die Alarmierungseinrichtungen überwacht, für die in-/externe Kommunikation zuständig ist und im Falle eines Sicherungseignisses die Gegenmaßnahmen einleitet.

Zusätzlich wird ein Plan zur Integration von Maßnahmen mit lokalen Strafverfolgungsbehörden erstellt, der dokumentiert, welche erforderlichen Gegenmaßnahmen zu ergreifen sind, hierzu zählen: Kommunikationsprotokolle, Befehlsstrukturen, Wirkpositionen sowie das erforderliche Equipment, um Bedrohungen zu identifizieren, reagieren, unterbinden und neutralisieren.

---

X-energy sieht vor, einen Evaluationsprozesses zur Bewertung der Sicherungsmaßnahmen sowie hierfür erforderliche Übungsprogramme bereitzustellen. Diese werden in speziellen Plänen dokumentiert und kontinuierlich auf ihre Effektivität hin getestet. Hierbei sollen mögliche Defizite im Sicherungsregime erkannt werden, welche dann für alle Xe-100-Anlagen ausgebessert werden sollen.

### **Sonstige sicherungsrelevante Aspekte**

Die verwendeten TRISO Brennelementkugeln werden täglich automatisiert nach Prüfung des Abbrands erneuert. Somit soll eine gleichbleibende Anlagenverfügbarkeit von 95% erreicht werden. Die gesamte Betriebszeit der Anlage soll bei 60 Jahren liegen. Bei diesem Konzept kann man folglich nicht von einem klassischen Brennelementwechsel wie bei anderen SMR-Konzepten sprechen. Durch den automatisierten Austausch der TRISO-Brennelementkugeln ist ein Eingreifen durch Personen auf den Kernbrennstoff nicht ersichtlich, zusätzliche Sicherungsmaßnahmen für den Brennelementwechsel sind dementsprechend auch nicht erkennbar. Die abgebrannten Brennelementkugeln werden ebenfalls automatisch in Lagerbehälter gefüllt. Diese verbleiben bis zum Betriebsende der Anlage in den vorgesehenen Lagerbereichen im oberen Segment des unterirdisch angeordneten Anlagengeländes.

Ob die Anlage über Notstromdiesel verfügt, ist nicht bekannt. Es kann daher nur spekuliert werden, ob beispielsweise für die genannten technischen Sicherungseinrichtungen eine solche Versorgung vorgesehen wird.

## 6 Stand der Realisierung

Seit 2017 befindet sich das Projekt in der Phase des Konzeptdesigns. Seit September 2018 steht X-energy in Kontakt mit der Nuclear Regulatory Commission (NRC), wo der aktuelle Stand des Projekts mit „Pre-Application“ angegeben ist. Das Unternehmen plant, bis Ende 2023 einen Antrag auf Baugenehmigung bei der NRC einzureichen. Der erste Xe-100-Reaktor soll 2028 an einem Standort im US-Bundesstaat Washington in Betrieb genommen werden. An diesem Projekt ist außer X-energy noch Energy Northwest beteiligt, die Eigentümerin und Betreiberin des Kernkraftwerks Columbia in Washington ist. Im Juli 2023 unterzeichneten Energy Northwest und X-energy eine weitere Vereinbarung, mit der sie sich den Bau von bis zu 12 Xe-100 Reaktoren in Washington zum Ziel setzen. Die beiden Unternehmen kooperieren dazu auch bezüglich der Herangehensweise an das Genehmigungsverfahren und weiterer regulatorischer Fragestellungen. /WNN 23/

TRISO-X, eine Tochtergesellschaft von X-energy, hat Anfang des Jahres 2022 bei der NRC einen Genehmigungsantrag für den Bau einer Fertigungsanlage für TRISO-X-Brennstoff in Oak Ridge, Tennessee, gestellt. Der Bau begann im Oktober 2022. Die Anlage soll bis 2025 in Betrieb genommen werden und zunächst 8 t Brennstoff pro Jahr produzieren. /ANS 22/

Mit dem Ziel, im Jahr 2026 mit den Bauarbeiten beginnen zu können, arbeitet X-energy auch gemeinsam mit dem US-amerikanischen Industrieunternehmen Dow an der Vorbereitung eines Genehmigungsantrags für den Xe-100 SMR. Die Anlage soll am Firmenstandort Seadrift in Texas errichtet werden, wo rund 1.000 Personen für Dow tätig sind. /WNN 23a/

Im April 2023 gab X-energy bekannt, gemeinsam mit Kinectrics eine Helium-Testeinrichtung entwerfen, bauen und betreiben zu wollen, in der das Verhalten kritischer Strukturen, Systeme und Komponenten des Xe-100 getestet und nachgewiesen werden soll. Die Testeinrichtung soll im Jahr 2025 in Betrieb genommen werden. Die dort gewonnenen Daten und Erkenntnisse sollen dann die Inbetriebnahmeprozesse, Wartung und Betrieb des Xe-100 sowie die Ausbildung des Personals unterstützen und verwendet werden, um das Reaktordesign zu optimieren. /WNN 23b/

Um auch in Großbritannien Fuß zu fassen, unterzeichnete X-energy im Oktober 2023 eine Absichtserklärung mit dem britischen Stahlproduzenten Sheffield Forgemasters und Cavendish Nuclear, einem britischen Tochterunternehmen von Babcock International. Zielsetzung ist der Bau von bis zu 40 Xe-100 SMR in Großbritannien, wo unter den nicht-leichtwassergekühlten fortschrittlichen Reaktoren insbesondere der Bau von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren angestrebt wird. Zwischen X-energy und Cavendish Nuclear

besteht bereits seit Mai 2022 eine Vereinbarung, unter der die Unternehmen sich für eine Förderung im Rahmen des Future Nuclear Enabling Fund beworben haben, um das angestrebte Generic Design Assessment Verfahren und den Aufbau der Lieferkette für Xe-100 Anlagen zu finanzieren. /WNN 23c/

## 7 Quellen

- /ANS 22/ American Nuclear Society, Nuclear Newswire: TRISO-X breaks ground on Oak Ridge fuel facility as licensing work continues, 17.10.2022, online: [TRISO-X breaks ground on Oak Ridge fuel facility as licensing work continues](#) -- ANS / Nuclear Newswire, Zugriff: 25.10.2023.
- /BOY 20/ Boyes, W. A.; Mulder, E. J.: "Neutronics characteristics of a 165 MWth Xe-100 reactor", Nuclear Engineering and Design Vol. 357, ISSN: 0029-5493, 2020
- /IAE 11/ International Atom Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Vienna, 2011.
- /IAE 22/ IAEA Department of Nuclear Energy: "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2022 Edition", September 2022
- /INL 10/ Idaho National Laboratory: "HTGR Technology Course for the Nuclear Regulatory Commission", Präsentation, Mai 2010
- /INL 19/ Demkowicz, P. (Idaho National Laboratory): "TRISO Fuel: Design, Manufacturing, and Performance", Präsentation, Juli 2019
- /WNN 23/ World nuclear news: Multiple Xe-100 SMRs planned for Washington State, 19.07.2023, online: [Multiple Xe-100 SMRs planned for Washington State : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.
- /WNN 23a/ World nuclear news: Dow's Seadrift site selected for X-energy SMR project, 11.05.2023, online: [Dow's Seadrift site selected for X-energy SMR project : New Nuclear - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 24.10.2023.
- /WNN 23b/ World nuclear news: Partnership unveils plan for helium test facility, 03.04.2023, online: [Partnership unveils plan for helium test facility : Corporate - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](#), Zugriff: 25.10.2023.

- /WNN 23c/ World nuclear news: Sheffield Forgemasters joins UK Xe-100 deployment effort, 13.10.2023, online: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Sheffield-Forgemasters-joins-UK-Xe-100-deployment>, Zugriff: 25.10.2023.
- /WPI 16/ Konert, E. M.: "Investigating High Temperature Gas-Cooled Reactors for Research Applications", Worcester Polytechnic Institute, 2016
- /XEN 17/ Bowers, H. (X-energy): "X-energy and the Xe-100", Präsentation, DC ANS April Meeting, 2017
- /XEN 21a/ Xe-100 White Paper: Human-System Interface Design Implementation Plan, X Energy, Revision 1, 01.06.2021
- /XEN 21b/ Xe-100 White Paper: Maintenance Staff Optimization, X Energy, Revision 1, 16.12.2021
- /XEN 22a/ LLC Xe-100 White Paper: Physical Protection Systems Approach, X Energy, LLC, Revision 2, 01.03.2022
- /XEN 22b/ X-energy Homepage, <https://x-energy.com/>, zuletzt abgerufen am 26.10.2022
- /XEN 23/ Xe-100 White Paper: Xe-100 Plant Control and Data Acquisition System, X Energy, Revision 3, 10.02.2023

## Abkürzungsverzeichnis

DE	Dampferzeuger
DoE	U.S. Department of Energy
NRC	Nuclear Regulatory Commission
PyC	Pyrolytischer Kohlenstoff
RCCS	Reactor Cavity Cooling System
RDB	Reaktordruckbehälter
SiC	Siliziumcarbid
SSE	safe shutdown earthquake
TRISO	Tristructural Isotropic
UC	Urancarbid
UCO	Uran Oxy Carbid

**Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**  
Telefon +49 221 2068-0  
Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14  
**85748 Garching b. München**  
Telefon +49 89 32004-0  
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200  
**10719 Berlin**  
Telefon +49 30 88589-0  
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4  
**38122 Braunschweig**  
Telefon +49 531 8012-0  
Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)