

Thorssion

Thorium in der Kernfission

gefördert durch



Autoren

DI (FH) René Bolz, wissenschaftlicher Mitarbeiter
DI Rupert Christian, wissenschaftlicher Mitarbeiter

Projektleiter

Prof. Dr. Reinhold Christian, Präsident des Forum Wissenschaft & Umwelt

Impressum

Forum Wissenschaft und Umwelt
Palmgasse 3/2
1150 Wien

Tel.: 01/216 41 20
Fax: 01/216 41 20-20
E-Mail: office@fwu.at

erstellt im Jahr 2023

Vorwort

Die Stadt Wien setzt sich seit Jahrzehnten gegen die Nutzung der Atomenergie ein. Das Forum Wissenschaft & Umwelt will den langjährigen erfolgreichen Einsatz der Stadt Wien gegen die Verwendung der Atomenergie unterstützen.

Bereits vor Jahrzehnten galt die Kernspaltung als Lösung sämtlicher Energieversorgungsprobleme. Trotz bekannter Gefahren und der bis heute ungelösten Problematik von Endlagern wurde die Kernenergie in zahlreichen Staaten etabliert und wird – trotz Tschernobyl und Fukushima – seit geraumer Zeit von Lobbyisten als „Klimaretter“ propagiert.

Eine neue Rolle wird dabei dem Brennstoff Thorium zugedacht, der bereits im Rahmen der ersten Entwicklungsschritte der Kernfission ausgeschieden wurde – allerdings aus militärischen Gründen. So soll Thorium künftig vor allem im Rahmen der Flüssigsalzreaktoren eine wichtige Rolle spielen.

Da die EU selbst in ihrer „long term strategy“ auf einen Ausbau der Atomenergie setzt und einige Mitgliedsstaaten nicht nur Interesse an neuen Reaktoren, sondern auch die Bereitschaft zu großen Investitionen signalisieren, wird einer Technologie, die eigentlich längst gescheitert ist, plötzlich neues Leben eingehaucht.

In der gegenständlichen Studie sollen Thorium-basierte Reaktor-Konzepte für die Kernfission identifiziert und anhand ausgewählter Charakteristika untersucht und beschrieben werden. Spezielle Aufmerksamkeit soll neben Reaktorkonzepten Fragen des Abfalls und der Reichweite gewidmet werden. Im Rahmen der Recherche traten einige Schwierigkeiten auf, vor Allem betreffend die Verfügbarkeit und Aktualität von Daten.

Mit der vorliegenden Arbeit sollen nicht nur grundsätzliche Zusammenhänge und Fakten aufgezeigt, sondern auch mit der Nutzung von Thorium einhergehende Probleme in das Bewusstsein von Entscheidungsträgern gerückt werden.



Prof. Dr. Reinhold Christian
Geschäftsführender Präsident



Univ.-Doz. Dr. Peter Weish
Präsident

Inhaltsverzeichnis

1	Thorium in der Kernfission.....	5
1.1	Das Element Thorium.....	5
1.2	Spaltreaktion und Spaltprodukte.....	5
2	Reaktoren.....	8
2.1	Historischer Exkurs	8
2.2	Aktuelle Reaktor-Typen.....	9
2.2.1	Fortschrittliche Schwerwasserreaktoren	11
2.2.2	CANDU-Reaktoren.....	14
2.2.3	Flüssigsalz Reaktoren	18
2.2.4	Superkritische wassergekühlte Reaktoren.....	20
2.2.5	Hochtemperaturreaktoren	23
2.2.6	Leichtwasserreaktoren	26
2.2.7	Small Modular Reactors	28
2.3	Schlussfolgerungen.....	35
3	Abfälle.....	37
3.1	Partitioning und Transmutation.....	38
3.2	Proliferation.....	38
4	Ressourcen.....	39
5	Fazit.....	42
	Abbildungsverzeichnis.....	44
	Tabellenverzeichnis.....	44
	Glossar.....	45
	Literaturverzeichnis	48

1 Thorium in der Kernfission

1.1 Das Element Thorium

Thorium, benannt nach dem Donnergott der nordischen Mythologie, ist ein chemisches Element mit dem Element-Symbol Th und der Ordnungszahl 90. In der Natur ist praktisch ausschließlich Thorium-232 zu finden. Auch dieses Isotop ist nicht stabil, allerdings beträgt die Halbwertszeit rund $1,4 \cdot 10^{10}$ Jahre. Über einen α -Zerfall mit einer Zerfallsenergie von knapp über 4 MeV zerfällt Thorium-232 in Radium-228.

Neben Thorium-232 sind auch die Isotope von Thorium-227 bis Thorium-234 bekannt. Thorium-229 und Thorium-233 werden nur künstlich synthetisiert, auch die weiteren Isotope treten nur in Spuren auf. Die Halbwertszeiten liegen zwischen 22,3 Minuten (^{233}Th) und 75.380 Jahren (^{230}Th).

1.2 Spaltreaktion und Spaltprodukte

Zwar können durch Beschuss mit Neutronen grundsätzlich alle Kerne mit Ordnungszahlen von 90 und höher gespalten werden, die Wirkungsquerschnitte liegen aber in Bereichen, die für die energetische Nutzung uninteressant sind. Es ist bekannt, dass diese Wirkungsquerschnitte für Kerne mit gerader Protonen- und Kerne mit gerader Nukleonenzahl besonders niedrig sind. Auf Thorium-232 trifft beides zu, womit es auf den ersten Blick für eine Nutzung in Kernkraftwerken ungeeignet ist.

Allerdings zeigt sich, dass die nötigen Wirkungsquerschnitte nur mit thermischen Neutronen erreicht werden, und nur mit drei Kernen, nämlich Uran-233, Uran-235 und Plutonium-239. Hinzu kommt, dass von diesen drei Kernen lediglich Uran-235 in nennenswerten Mengen in der Natur vorkommt. Und genau hier kommt Thorium wieder ins Spiel.

Thorium-232 selbst ist nicht spaltbar. Um mit thermischen Neutronen spaltbares Uran-233 zu erhalten, muss Thorium-232 in einem ersten Schritt ein Neutron einfangen. Aus dem dadurch entstanden Thorium-233 erhält man nach einem β^- -Zerfall (mit einer Halbwertszeit von 22 Minuten) Protactinium-233. Nach einem weiteren β^- -Zerfall (mit einer Halbwertszeit von 27 Tagen) erhält man Uran-233. Aufgrund dieser relativ langen Halbwertszeit gibt es Konzepte, um das Protactinium vor den Neutronen abzuschirmen.

Um erstes spaltbares Material für die Kettenreaktion zu gewinnen, sollte – auch aufgrund der höheren Verfügbarkeit als Uran-233 und Plutonium-239 – Uran-235 als Neutronenquelle für den Brutprozess dienen. Ist die Kettenreaktion angelaufen, kann auch das erbrütete Uran-233 dazu beitragen. In Abbildung 1 sind die Brutzyklen von Thorium-232 und Uran-238 schematisch dargestellt [14].

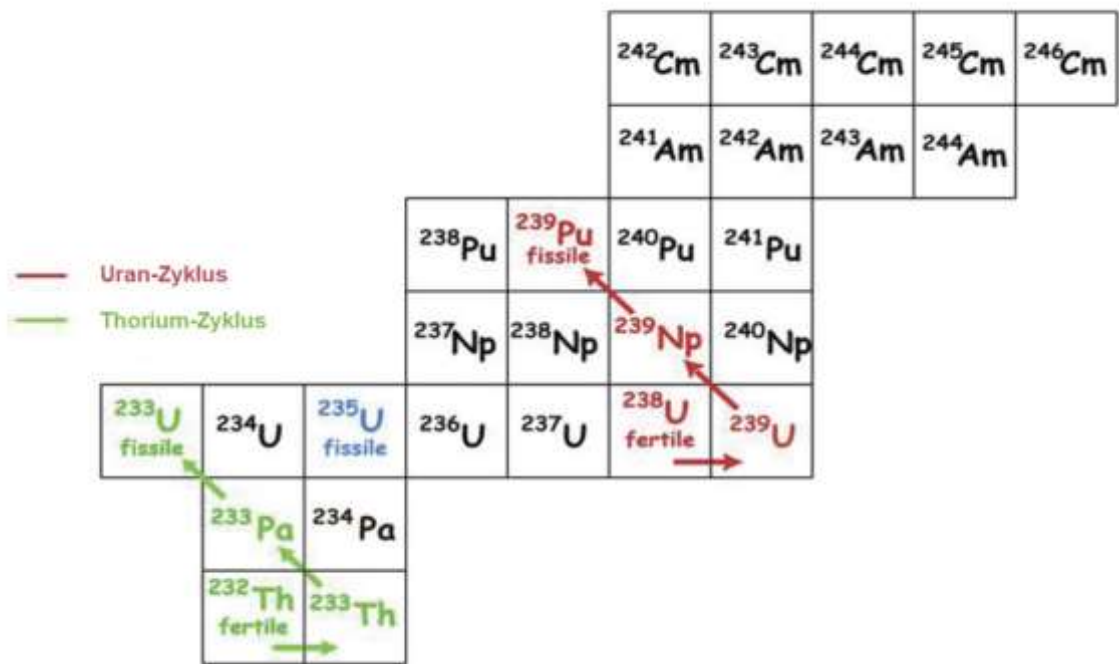


Abbildung 1: Schematische Darstellung der Brutzyklen von Thorium-232 und Uran-238 [I4]

In weiterer Folge muss das erbrütete Uran-233 gespalten werden. Diese Spaltung erfolgt – wie auch bei Uran-235 und Plutonium-239 – mit thermischen Neutronen, und zwar nach dem in Abbildung 2 dargestellten Schema. Durch das Neutron wird der Kern derart deformiert, dass die Reichweite der starken Wechselwirkung – verantwortlich für den Zusammenhalt des Kerns – überschritten wird und die elektromagnetische Wechselwirkung den Kern in zwei, seltener auch drei Tochterkerne und zwei bis drei schnelle Neutronen spalten kann. Diese schnellen Neutronen werden gebremst (bzw. moderiert), um einerseits mit thermischen Neutronen die Kettenreaktion auszulösen bzw. aufrecht zu erhalten und andererseits Energie aus dem Reaktorkern transportieren zu können.

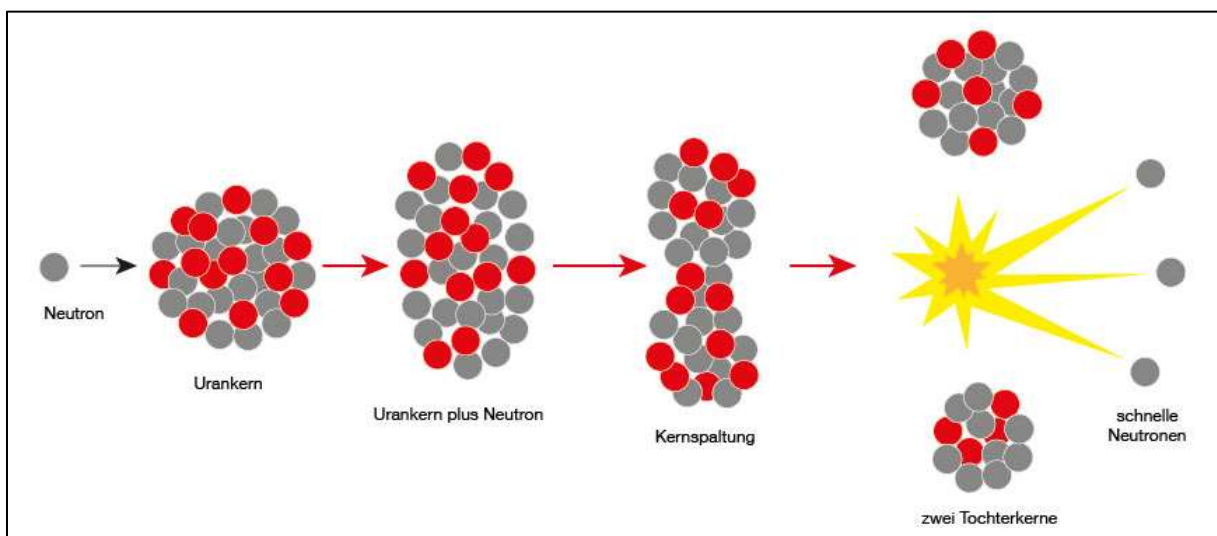


Abbildung 2: Schematische Darstellung der Spaltung eines Urankerns [I179]

Die Spaltprodukte und auch die -ausbeute ähneln denen von Uran-235 sehr stark. Allerdings sind die Spaltprodukte nicht nur aufgrund des leichteren „Ausgangsmaterials“ leichter, sondern auch aufgrund der im Mittel geringfügig höheren Neutronenausbeute im Rahmen der Uran-233-Spaltung. Das ist auch in Abbildung 3 zu erkennen, die die Spaltproduktausbeuten von Uran-233, Uran-235 und Plutonium-239 vergleicht.

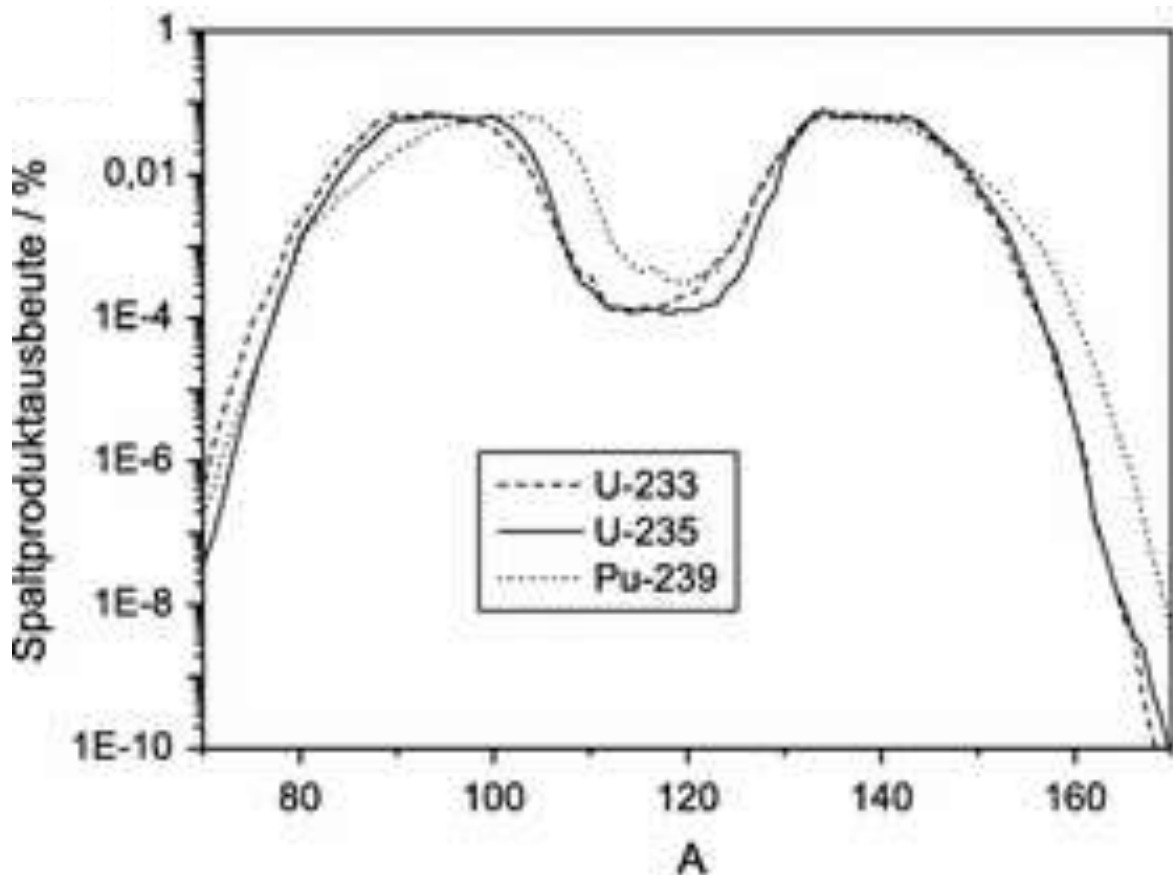


Abbildung 3: Spaltprodukte von Uran-233, Uran-235 und Plutonium-239 in Abhängigkeit von der Nukleonenzahl A [L34]

Für die Nutzung des Thorium-Brennstoffkreislaufs zur Energiegewinnung hat diese höhere Neutronenausbeute den Vorteil, dass das Brüten von Uran-233 aus Thorium-232 während des laufenden Betriebs erfolgen kann und „nur“ für den Start, also den Beginn des Neutroneneinfangs von Thorium-232 externe Neutronenquellen (wie Plutonium oder Uran) benötigt werden.

2 Reaktoren

2.1 Historischer Exkurs

Thorium ist keine neue Erfindung im Bereich der Kernfission, sondern hat ganz im Gegenteil bereits in den 60er-, 70er- und 80er-Jahren des letzten Jahrhunderts Einsatz in Kernkraftwerken gesehen. In den Spitzenjahren der nuklearen Entwicklung wurde Thorium als Alternative zu Uran angesehen. Reaktoren wurden entwickelt und in Betrieb genommen [L4].

Auch in Deutschland gab es Thorium-Reaktoren, u.a. den 300 MW Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktor „THTR-300“. Der Reaktor wurde zwischen 1983 und 1989 mit einem Brennstoff aus Thorium und hochangereichertem Uran betrieben [I19].

Den Kern des Reaktors bildeten Graphitkugeln, weshalb er auch Kugelhaufenreaktor genannt wurde. Die kugelförmigen Brennelemente enthielten eine Mischung aus Uranoxid, Thoriumoxid und Thoriumkarbid und waren mit Graphit ummantelt. Die Moderator-Kugeln bestanden zur Gänze aus Graphit. Gekühlt wurde der Reaktor mit Helium, das in einem zweiten Kreislauf die Wärme an Wasser und damit in weiterer Folge an eine Turbine übergab. Auf Grund von Störfällen wurde der Reaktor 1989 stillgelegt. 2045 soll der Abriss erfolgen [I21].

Insgesamt traten während des Betriebs der Thorium-Reaktoren eine Reihe an Vorfällen und ungeplanten Ereignissen auf, darunter [L35]

- Wasser- und Öleinbruch in den Reaktorkern,
- Brennstoffversagen,
- Heliumleckagen,
- Korrosion der Wärmetauscher,
- Ausfall der Feuchtigkeitsmessung,
- Graphitstaub,
- Versagen der Steuerstäbe,
- zerbrechende Brennelementkugeln und
- Probleme mit der Gasturbine.

In den USA wurde intensive Forschung an Konzepten für Flüssigsalzreaktoren betrieben, obwohl ein großer Nachteil von Anfang an bekannt war. Die erhöhte Korrosion, verursacht durch das heiße Brennstoff-Salz-Gemisch, das die Metalle im Reaktor angreift, führt zu stark eingeschränkten Lebensdauern [I180].

Die Anforderungen an das Salz waren allerdings vielseitig. So sollte es keinen hohen Schmelzpunkt haben, um ein Erstarren im Wärmetauscher zu verhindern. Darüber hinaus gab es Überlegungen durch die Anreicherung von Lithium-7 im Flüssigsalz den Neutroneneinfang durch das (natürlich vorkommende) Lithium-6-Isotop zu reduzieren und dadurch das Brüten von Tritium (aus ${}^6\text{Li} + n$) hintanzuhalten [L35].

Weitere Probleme waren [L35]:

- (bestenfalls) mangelhafte Abtrennung von Spaltprodukten und Protactinium-233
- gasförmige Spaltprodukte und deren Ausgasung
- Korrosionsprobleme beim Strukturmaterial Hastelloy-N (unter Neutronenbestrahlung langfristig nicht ausreichend beständig)

Hingegen seien Probleme betreffend die Korrosion durch das Spaltprodukt Tellur beherrschbar.

Der als Moderator eingesetzte Graphit wurde unter ständiger Neutronenbestrahlung instabil. Gleichzeitig muss ein Eindiffundieren von gasförmigen Spaltprodukten und Tritium (Erzeugung in den Fluoriden, insbesondere jenen auf Lithiumbasis) verhindert werden. Zusätzlich waren verwendete Strukturmaterialien zur Rückhaltung von Tritium ungeeignet [L35].

Im Regelbetrieb wird der gesamte primäre Kühlkreislauf hoch radioaktiv kontaminiert, was die Entwicklung von sicherheitstechnisch hoch komplexen Verfahren zur Inspektion und Instandsetzung von Komponenten erforderlich macht. Auch die Abführung von Nachzerfallswärme aus Ablasstanks muss gewährleistet werden [L35].

Im Rahmen der Forschung in den USA wurden auch MSR mit zwei Salzschnmelzen betrachtet. Als Nachteil ergab sich der erforderliche komplexere Reaktorbehälter mit Barriere zwischen Kern und fertiler Zone und entstehende Probleme aufgrund von Materialschäden durch Strahlung und Korrosion [L35].

Diese Probleme mit den Thorium-Reaktoren führten schließlich – in Kombination mit dem größeren militärischen Interesse an Uran [18] – zu einem frühen Ausstieg aus der Thorium-Nutzung.

2.2 Aktuelle Reaktor-Typen

Die folgenden Darstellungen beruhen hauptsächlich auf Publikationen, Studien und Datenbanken der Internationalen Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency, IAEA), der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD und dem Generation IV International Forum (GIF).

Das GIF wurde 2001 mit dem Ziel gegründet, die Machbarkeit und Leistungsfähigkeit von Nuklearsystemen der vierten Generation zu testen und sie bis 2030 für den industriellen Einsatz verfügbar zu machen. Das Forum vereint 13 Länder (Argentinien, Australien, Brasilien, China, Frankreich, Japan, Kanada, Russische Föderation, Südafrika, Süd-Korea, die Schweiz, das Vereinigte Königreich und die USA) sowie EURATOM.

Praktisch einhellig wird die dreistufige Zeitskala von kurz- (bis 2030), mittel (von 2030 bis 2050) und langfristig (ab 2050) verwendet. So sieht die IAEA Möglichkeiten, bereits

kurzfristig Thorium in existierenden wassergekühlten Reaktoren (Leicht- oder Schwerwasserreaktoren; LWR, HWR) einzusetzen, allerdings ausschließlich in offenen Brennstoffkreisläufen, also ohne Wiederaufbereitung der Brennelemente. Der geschlossene Brennstoffkreislauf steht vor Herausforderungen, die noch viel Forschungsarbeit und großen finanziellen Aufwand erfordern um jenen industriellen Stand zu erreichen, den der Uran/Uran-Plutonium-Brennstoffkreislauf bereits erreicht hat [L12].

Relativ ähnlich sieht das auch die NEA, die einen mittelfristigen Einsatz von Thorium in wassergekühlten Reaktoren der Generation III für möglich hält, allerdings eher zur Gewinnung von Erfahrungen. Langfristig wären spezielle Brutreaktoren mit geschlossenem Brennstoffkreislauf eine Einsatzmöglichkeit für Thorium. Das wäre allerdings mit umfangreichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Bereich der Thorium-Brennstofftechnologie verbunden. Eine mögliche Anwendung des geschlossenen Brennstoffkreislaufs hängt zusätzlich von der erfolgreichen Entwicklung von Verfahren für die Wiederaufbereitung abgebrannter Thorium- und Uran-233-Brennstoffen ab [L11].

Nach IAEA, NEA und GIF ist also davon auszugehen, dass ein eventueller breiter Thorium-Einsatz erst nach 2050 erfolgen kann – und damit für die Mitigation des Klimawandels zu spät.

Laut „Red Book 2016“ der IAEA/NEA forschen folgende Länder an Thorium-Reaktoren: Kanada, China, Dänemark, Frankreich, Indien, Japan, Norwegen, Russische Föderation, Südafrika, USA, Vereinigtes Königreich [L2]. Im Jahr 2019 erwähnte die IAEA „nur noch“ China, Frankreich, Indien, Japan, Kanada, Russische Föderation und die USA [L4]. Wesentliche Konzepte sind:

- Schwerwasserreaktoren
 - fortschrittlicher Schwerwasserreaktor (AHWR)
 - CANDU-Reaktoren
- schnelle Brutreaktoren (FBR)
- gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren (High Temperature Gas-cooled Reactor, HTGR)
- Flüssigsalzreaktoren (Molten Salt Reactor, MSR)

2022 betrachtete die IAEA mögliche Anwendungen von Thorium [L12]:

- Verwendung von Thorium in Schwerwasserreaktoren
 - AHWR mit Thorium
- Mischoxidbrennstoff auf Thorium-Basis für Leichtwasserreaktoren (LWR bzw. BWR), Druckwasserreaktoren (PWR)
 - Thorium-Plutonium gemischter Brennstoff (TOX) zum Plutonium-Recycling
 - Thorium-Plutonium-MOX zur Plutonium-Entsorgung
- Thorium-Uran-Brennstoffkreislauf HTGR
- Thorium in MSR
- Thorium in schnellen Reaktoren (FR, samt MSR-Konzept)

Das GIF hat allgemein und unabhängig vom Brennstoff sechs Reaktor-Technologien für die weitere Forschung und Entwicklung ausgewählt [I1]:

- gasgekühlte schnelle Reaktoren (Gas-cooled Fast Reactor, GFR)
- bleikühlte schnelle Reaktoren (Lead-cooled Fast Reactor, LFR)
- natriumgekühlte schnelle Reaktoren (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR)
- Flüssigsalzreaktoren (MSR)
- superkritische wassergekühlte Reaktoren (Super Critical Water-cooled Reactor, SCWR)
- Hochtemperaturreaktoren (High Temperature Reactor, HTR – mit den Varianten Very High Temperature Reactor, VHTR; High Temperature Gas-cooled Reactor, HTGR)

Reaktor-Konzepte, die grundsätzlich den Einsatz von Thorium erlauben und daher im Folgenden näher beschrieben werden, sind:

1. fortschrittliche Schwerwasserreaktoren (AHWR)
2. CANDU-Reaktoren, Thorium-Reaktoren, Schwerwasserreaktor (Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR)
3. Flüssigsalzreaktoren (Molten Salt Reactor, MSR) samt Kombination mit schnellen Reaktoren (MSFR/MSBR in Indien)
4. superkritische wassergekühlte Reaktoren (SCWR)
5. Hochtemperaturreaktoren (High Temperature Gas-cooled Reactor, HTGR; Very High Temperature Reactor, VHTR)
6. Leichtwasserreaktoren (LWR)
7. Small Modular Reactors (SMR)

2.2.1 Fortschrittliche Schwerwasserreaktoren

Fortschrittliche Schwerwasserreaktoren (Advanced Heavy Water Reactors, AHWR) gehen auf indische Druckwasserreaktoren (Pressurized Heavy Water Reactors, PHWR) zurück. Erste Konzepte wurden in den 1990ern entwickelt. Unterschiede zum PHWR gibt es beim Brennstoff (der AHWR kann Thorium-Uran-Mischoxid ((Th-²³³U)MOX) und Thorium-Plutonium-Mischoxid ((Th-Pu)MOX) nutzen), beim Kühlmittel (leichtes Wasser) und auch bei Sicherheitsmerkmalen. Der AHWR soll über einen geschlossenen Brennstoffkreislauf verfügen, also die Wiederaufbereitung der genutzten Brennelemente erlauben [I81].

Zum Brennstoff ist aber anzumerken, dass der AHWR so konfiguriert werden kann, dass er eine Reihe von Brennstofftypen akzeptiert, darunter auch (U-Pu)MOX. 2009 wurde darüber hinaus die Exportversion AHWR300-LEU für schwach angereichertes Uran plus Thorium (Th-LEU MOX) für den Einsatz in Entwicklungsländern angekündigt [I84].

Der Kern des AHWR umfasst 513 Gitterplätze, angeordnet in einem 25-mal-25-Quadrat, dessen Ecken frei bleiben (wie in Abbildung 4 ersichtlich, die eigentlich die Verteilung des Abbrandes im Kern zeigt). Im Kern befinden sich 452 Kühlmittelkanalbaugruppen (die auch

die Brennstoff-Cluster enthalten), 8 Absorberstangen, 8 Regelstangen, 8 Ausgleichsstangen und 37 Absperrstangen [I81].

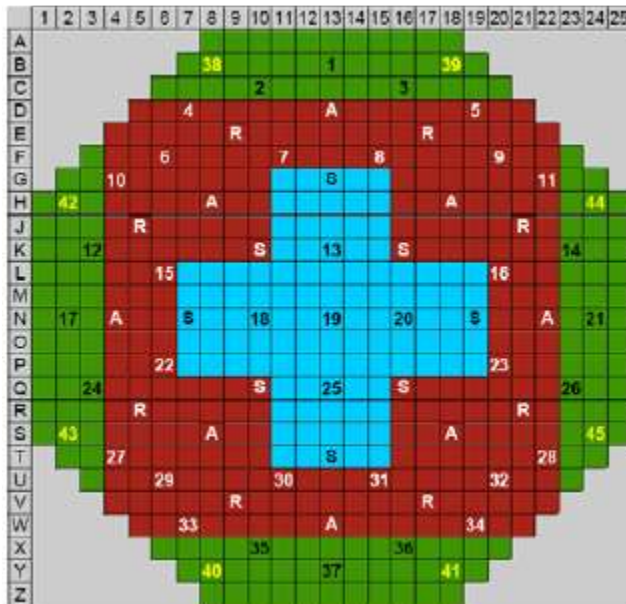


Abbildung 4: Darstellung der Verteilung des Abbrandes (und der 513 Gitterplätze) im AHWR-Kern [I81]

Der Brennstoff-Cluster besteht aus 30 (Th-²³³U)MOX-Stiften im Außenring und 24 (Th-Pu)MOX-Stiften im Innen- und Mittelring sowie einem „Verdrängerstab“ in der Mitte. Die 12 Stifte des Innenrings haben einen ²³³U-Gehalt von 3,0%, die 18 Stifte des mittleren Rings enthalten 3,75% ²³³U. Die 24 (Th-Pu)MOX-Stifte des äußeren Rings enthalten durchschnittlich 3,25% Pu, wobei die untere Hälfte des aktiven Brennstoffs 4,0% Pu und der obere Teil 2,5% Pu aufweisen sollen. In Abbildung 5 ist ein Brennstoffcluster des AHWR dargestellt [I81].

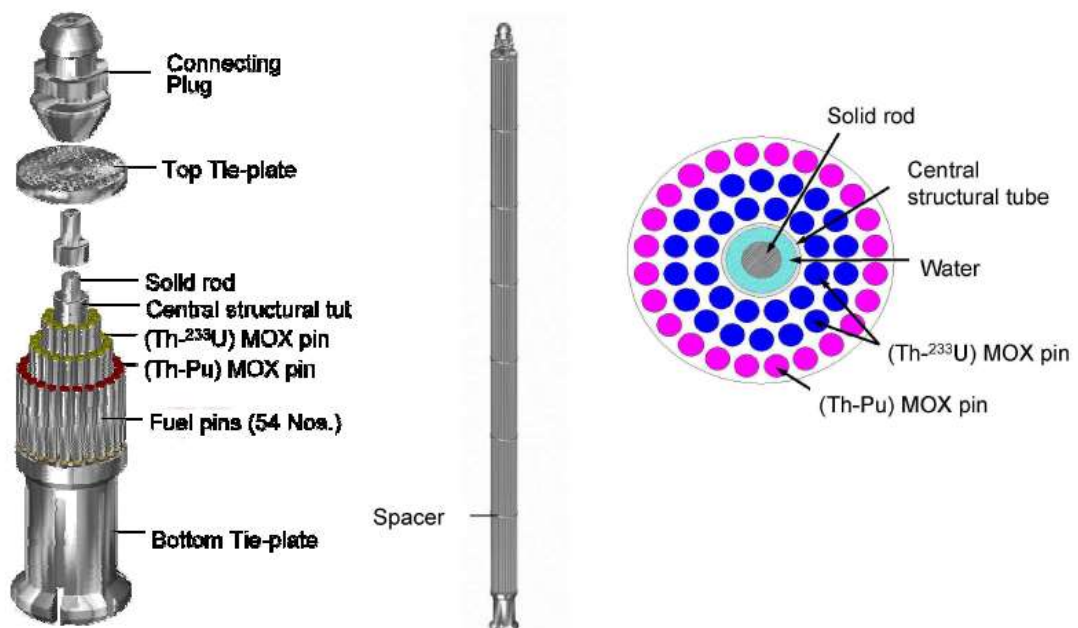


Abbildung 5: Brennstoffcluster des AHWR [I81]

Der Reaktorkern ist in einer „Calandria“ (einem zylindrischen Edelstahlgefäß) mit vertikalen Kühlmittelkanälen untergebracht (siehe Abbildung 6), als Moderator dient schweres Wasser. Die Kühlmittelzirkulation wird durch natürliche Konvektion angetrieben. Es gibt vier Dampfkessel, die über Leitungen mit Reaktor verbunden sind und diesen kühlen. Der Wasserpool dient zur Abkühlung im Fall von Reaktorabschaltungen. Die Lebensdauer der Anlage soll 100 Jahre betragen [I81].

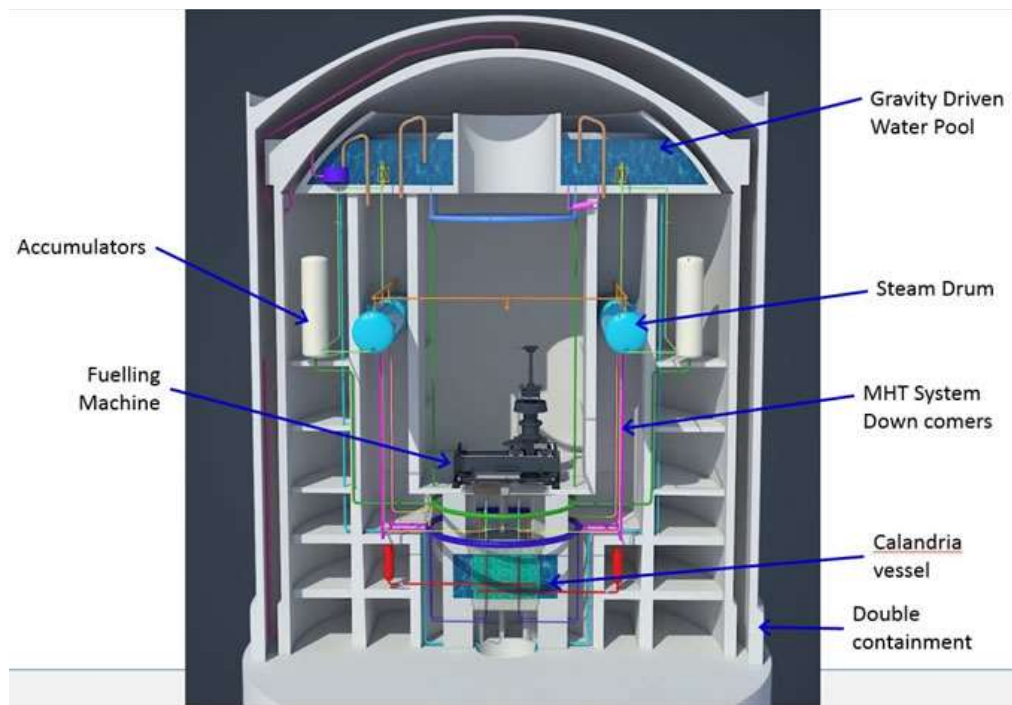


Abbildung 6: AHWR-Reaktorgebäude [I82]

Das Hauptwärmetransportsystem entzieht dem Kern während des Normalbetriebs, bei Abschaltung und bei Störfällen Wärme, und zwar im „natürlichen Umlauf“ (angetrieben durch Konvektion). Bei einem Unfall mit Kühlmittelverlust wird das Notkernkühlsystem aktiviert und spritzt Wasser direkt in die Kühlmittelkanäle und auf die Brennstäbe. Das Reaktorschutzsystem besteht aus zwei unabhängigen Schnellabschaltssystemen. Die umfassenderen Sicherheitsziele von AHWR bestehen darin, die Kernschadenshäufigkeit und die Häufigkeit großer Freisetzungen auf ein unbedeutendes Niveau zu reduzieren. Die Bhabha Atomic Research Center (BARC) listet auf ihrer Homepage eine Reihe inhärenter Sicherheitsmerkmale auf. Grundsätzlich soll der AHWR neben Strom über Prozessdampf und Abwärme auch entsalztes Wasser bereitstellen können [I82].

BARC hält auch fest, dass auf Grund begrenzter Uranreserven aber großer Vorkommen an Thorium dieser Brennstoff unerlässlich ist, um die langfristige Nachhaltigkeit und Energiesicherheit Indiens zu gewährleisten. AHWR sollen zur Demonstration von Technologien für die groß angelegte Nutzung von Thorium für die kommerzielle Kernenergieerzeugung fungieren [I82].

Die World Nuclear Association zeigt auf ihrer Homepage auch Länderprofile. Zu Indien findet man dort [I84],

- dass Indien auf schnelle Brüter setze (Bezug zum Jahr 2020), um damit Plutonium bereitzustellen, welches der Schlüssel zur Erschließung des Energiepotentials von Thorium in AHWR sei und es noch weitere 15 – 20 Jahre dauern würde bis Indien den Brennstoff Thorium in irgendeiner Weise nutzt,
- dass der Einsatz von Thorium-Reaktoren voraussichtlich erst nach 2070 erfolgen wird, und
- dass der Entwurf für den ersten AHWR mit 300 MW_{el} durch die BARC 2014 abgeschlossen wurde, der Bau des ersten Kraftwerks 2017 beginnen und dieses etwa 2022 in Betrieb gehen sollte.

Im „The World Nuclear Industry Status Report 2023“ findet sich allerdings die Feststellung, dass sich der Baubeginn des AHWR noch weiter verzögern wird [L36].

In der langfristigen Strategie Indiens (indisches Atomenergieprogramm) ist vorgesehen, dass Reaktoren, die vollständig mit Thorium/Uran-233 betrieben werden, erst in der dritten und letzten Stufe des Atomprogramms, also nach 2070, eingesetzt werden sollen [L33].

In der ersten Stufe sind PHWRs vorgesehen. Der abgebrannte Brennstoff aus diesen Reaktoren soll wiederaufbereitet werden, um Plutonium zu gewinnen. In der zweiten Stufe des Atomprogramms sollen schnelle Brüter Uran-233 aus Thorium zu erbrüten [I115].

2.2.2 CANDU-Reaktoren

CANDU-Reaktoren wurden in Kanada entwickelt und können dem Bereich der Schwerwasserreaktoren (genauer pressurized heavy water reactor, PHWR) zugeordnet werden. Die ARIS-Datenbank führt für Kanada zwei Reaktorkonzepte, den „Advanced CANDU Reactor 1000“ (ACR-1000) und den „Enhanced CANDU 6“ (EC6) mit dem Status „Under Design“, beide vom kanadischen Entwickler Atomic Energy of Canada Limited (AECL), auf [I85]. AECL baut seit über 50 Jahren Reaktoren und hat 34 CANDU-Reaktoren in Nord- und Südamerika, Asien und Europa und seit 1996 sieben neue CANDU-6 Reaktoren fertiggestellt [I90].

Die wichtigsten Systeme des ACR-1000 sind der Reaktorbehälter, die Brennstoffbündel, der Moderator, das Wärmetransportsystem, die Systeme zur Handhabung des Brennstoffs, das Hauptdampfversorgungssystem und die Sicherheitssysteme. In Abbildung 7 sind u.a. diese Systeme des ACR-1000 dargestellt [I89].

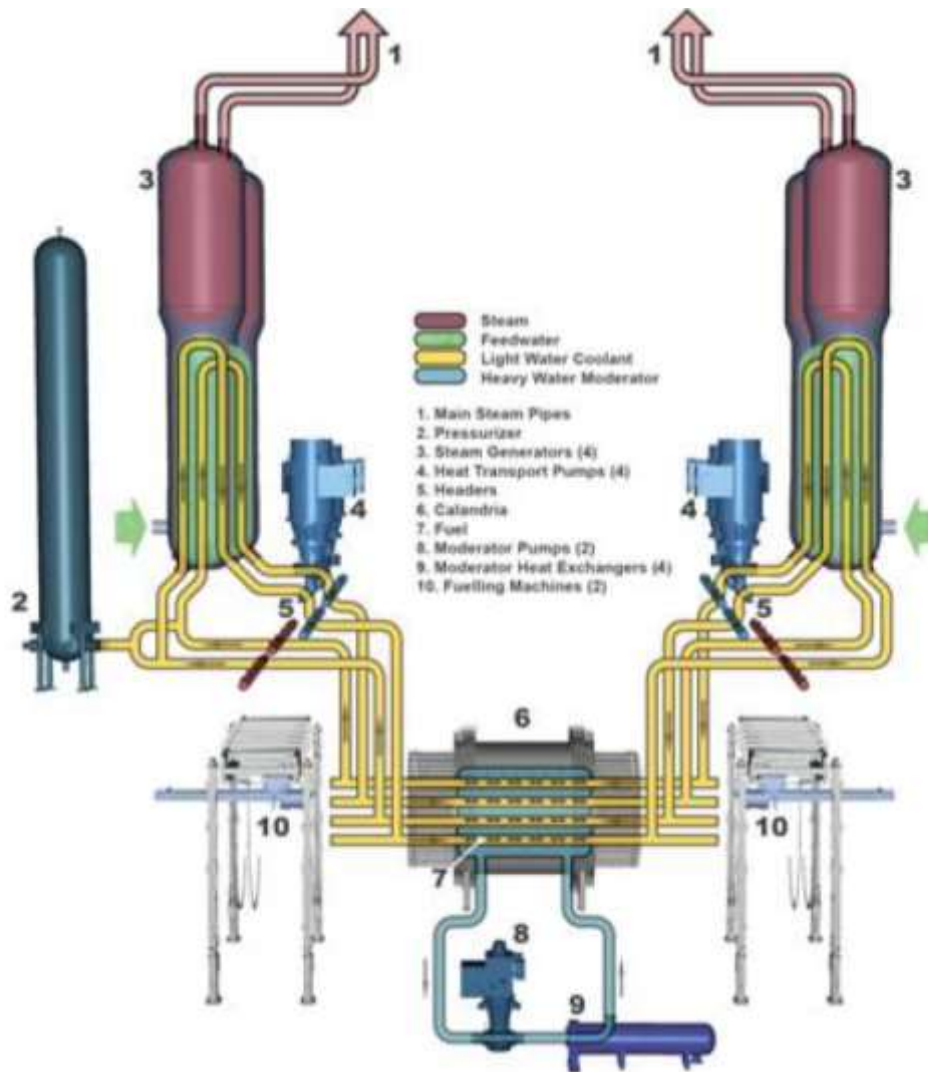


Abbildung 7: Schematische Darstellung der nuklearen Systeme des ACR-1000 [I89]

Der Reaktorblock (bzw. die Calandria) besteht aus einem horizontal angeordneten Aluminiumzylinder, der mehrere hundert stabförmige Druckröhren aufnimmt. Jede Druckröhre enthält mehrere Brennstoffbündel und kann „individuell“ mit neuem Brennstoff befüllt werden, sogar während der Reaktor unter Vollast läuft [I182]. In der Calandria zirkuliert der Schwerwasser-Moderator (also zwischen den Druckröhren), während in den Druckröhren das Kühlmittel für den Wärmeabtransport verantwortlich ist [I90].

Im ACR-1000 werden „43-Elemente-CANFLEX-ACR-Brennstoffbündel“ eingesetzt. Die äußeren drei Ringe der Brennelemente enthalten angereicherte Uranpellets, während das zentrale Brennstoffelement einen brennbaren Neutronenabsorber (Dysprosium und Gadolinium) enthält. Eine dünne Graphit-Beschichtung bedeckt die Innenfläche der Brennelementhüllen, um die Fähigkeit der Brennelemente, Leistungssteigerungen standzuhalten, zu verbessern. Der Brennstoffmantel, die Endkappen und die Endplatten bestehen aus Zircaloy-4 (geringe Neutronenabsorption, gute Korrosionsbeständigkeit und geringe Wasserstoffaufnahme) [I89].



Abbildung 8: CANFLEX-ACR-Brennstoffbündel [I89]

Das Kühlmittel umströmt also die Brennelemente und transportiert die Wärme zu den sogenannten Dampferzeugern, und zwar in einem geschlossenen Kreislauf. Der Dampf treibt zur Stromerzeugung eine Turbine an und wird – über einen Kondensator – ebenfalls in einem geschlossenen Kreislauf geführt. In Abbildung 9 sind auch der Generator und schließlich sogar die Einspeisung ins Stromnetz angedeutet [I90].

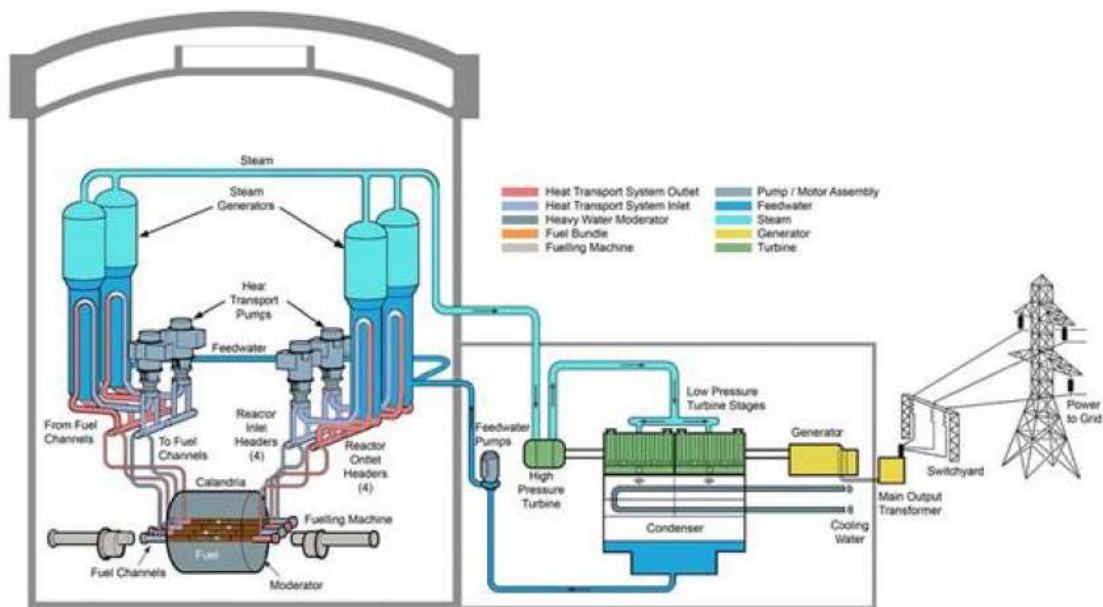


Abbildung 9: Schematische Darstellung eines CANDU-Reaktors [I90]

Der ACR-1000 soll eine elektrische Leistung von 1.165 MW_{el} aufweisen. Er soll in der Lage sein, eine Vielzahl von Brennstoffkreisläufen einschließlich Thorium und Mischoxid effizient zu nutzen. Die verschiedenen Brennstoffkreisläufe könnten in das ACR-1000-Design integriert werden. Das wird seit 40 Jahren erforscht und erprobt [I89].

Der EC6 soll eine Leistung von 740 MW_{el} aufweisen. Der aktuell genutzte Brennstoff ist zwar Uranoxid, zu Thorium heißt es aber,

- dass die Option bereits seit den 1950ern bekannt ist, und
- dass die bestehenden CANDU-Reaktoren mit geringfügigen Konstruktionsänderungen auf die Verwendung des Thorium-Brennstoffkreislaufs umgerüstet werden könnten [I90].

Die Entwicklungssparte von AECL wechselte zur SNC-Lavalin Nuclear Group, die wiederum zu AtkinsRéalis gehört. Kooperationen des Unternehmens mit China zur Entwicklung von ACR-1000 und EC6 wurden aufgegeben. Ein Interview vom März 2023 erweckt den Eindruck, als würde das Konzept des „ACR-1000“ nicht weiterverfolgt werden, Erfahrungen sollen aber bei anderen Reaktoren genutzt werden können. Dies mag auch für den EC6 gelten. Eindeutige Informationen zu diesem Reaktortyp sind dem Interview nicht zu entnehmen [I175].

Laut Homepage der World Nuclear Association ist der ACR-1000 nicht vollständig entwickelt, der Entwurf wurde auf „Eis“ gelegt. Das Design des EC6 soll auf den Qinshan-Reaktoren in China basieren [I95].

Die NEA meinte 2015, dass der Einsatz von Thorium in CANDU-Reaktoren bereits mittelfristig (2030 – 2050) eine Option sein könnte [L11]. Darüber hinaus hielt die NEA fest, dass Thorium-Systeme, die das Recycling von wiederaufbereitetem Uran in PHWRs erleichtern und/oder zur Verbesserung der Recyclingfähigkeit von Plutonium in Leichtwasserreaktoren beitragen, derzeit untersucht würden und mittelfristig realisierbar sein könnten [L16].

Die NEA erwähnte in einer Publikation aus dem Jahr 2021 den Advanced Fuel CANDU Reactor (AFCR), einen PHWR, der Brennstoffe auf Thorium-Basis verwenden kann. Länder mit entsprechenden Ressourcen könnten somit rasch die Abhängigkeit von Uranimporten minimieren. Das Reaktordesign wäre darauf ausgelegt, in unterschiedlichen Brennstäben $\text{PuO}_2 - \text{ThO}_2$ MOX und $\text{ThO}_2 - {}^{233}\text{UO}_2$ MOX zu verwenden [L23].

Laut INIS-Datenbank der IAEA arbeiten die SNC-Lavalin Group aus Kanada und die China National Nuclear Corporation an der Entwicklung eines AFCR mit 740 MW_{el}, der auf längere Sicht Chinas umfangreiche Thorium-Ressourcen nutzen soll. Die Technologie soll auch für einen geschlossenen Brennstoffkreislauf geeignet sein [I104].

Auch auf der Homepage der World Nuclear Association wird die Entwicklung des AFCR erwähnt, und zwar bereits 2012. Der AFCR wird als Weiterentwicklung des erfolgreichen Candu 6 und des Generation III Enhanced Candu 6 (EC6) beschrieben, optimiert für die Verwendung von recyceltem Uran- und Thorium-Brennstoff. Der Einsatz von Thorium im Enhanced Candu 6-Reaktordesign sei technisch machbar. 2017 hieß es dann, dass der Einsatz Thorium-optimierter AFCR ab 2030 geplant sei [I172].

2.2.3 Flüssigsalz Reaktoren

Die ersten Konzepte und auch Reaktoren für die Flüssigsalz-Technologie (Molten Salt Reactor, MSR) wurde in den 1950er und 1960er Jahren in den USA entwickelt.

In Flüssigsalzreaktoren wird meist Thorium als Brennstoff eingesetzt (theoretisch kann auch der Uran-Plutonium-Zyklus verwendet werden). Thorium wird im flüssigen Salz gelöst. Salze sind meist Chloride oder Fluoride, sehr häufig mit Lithium und/oder Beryllium, sodass sich mit dem darin gelösten Brennstoff „Summenformeln“ der Form $\text{LiF}-(\text{U}/\text{Pu})\text{F}_3-\text{ThF}_4$ oder vergleichbar ergeben. Das Flüssigsalz übernimmt im Reaktor die Rolle von Brennstoff, Wärmeträger und Moderator [I183].

Durch Pumpen wird das Flüssigsalz zirkuliert. Der Kreislauf ist mit einem Wärmetauscher ausgestattet. Die Kernspaltung findet im Flüssigsalz statt. Dabei wird Energie freigesetzt und mittels zweier Wärmetauscher (und schlussendlich Wasserdampf als Trägermedium) an eine Turbine abgegeben, die über einen Generator Strom bereitstellt [I183].

Die auch beim Flüssigsalzreaktor bestehende Gefahr der Überhitzung im Störfall soll durch einen Schutzmechanismus, der das Salz in einen unter dem Reaktor befindlichen Behälter abfließen lässt, vermieden werden [I183].

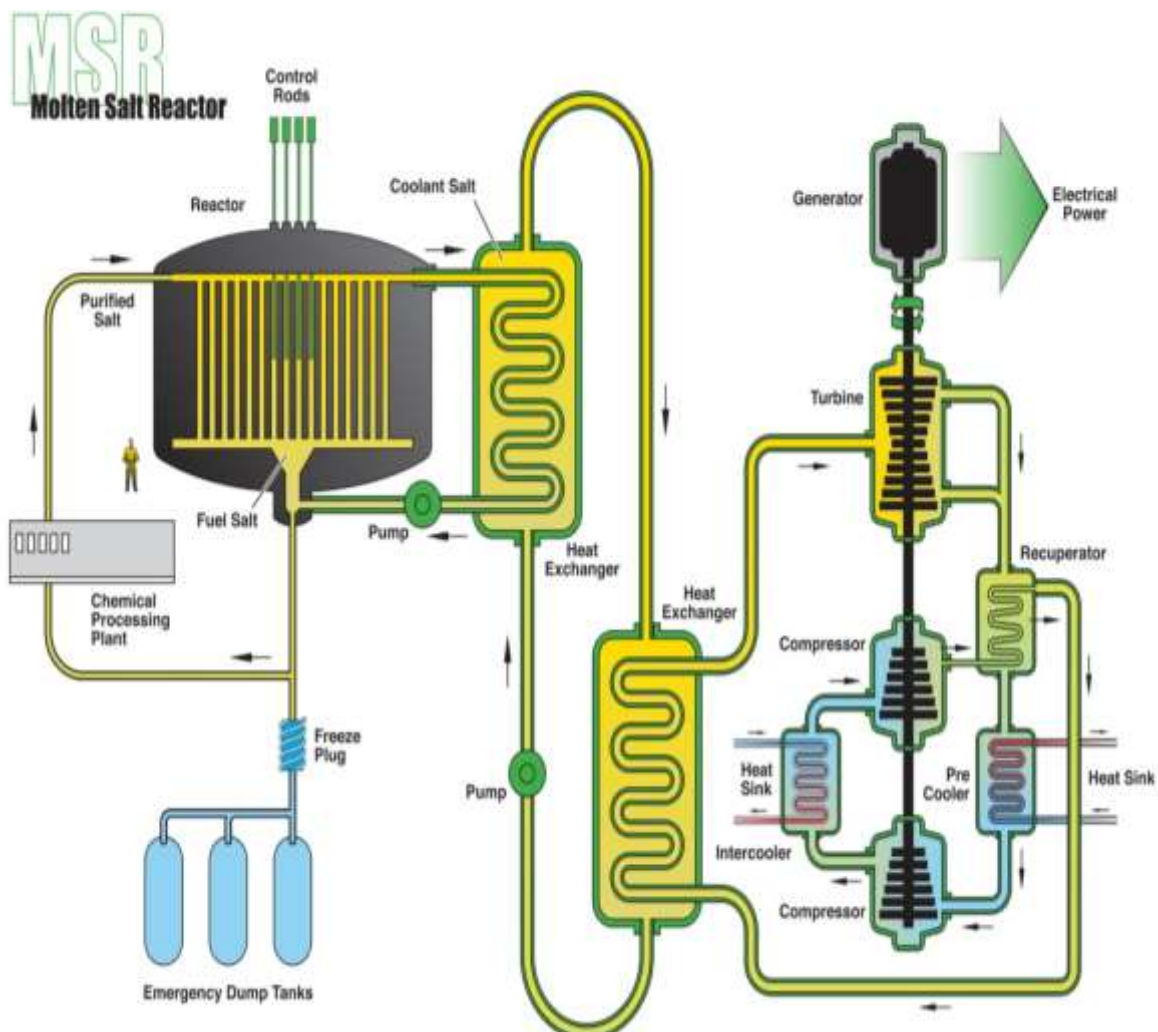


Abbildung 10: Schematische Darstellung des MSR-Konzepts [I122]

Seit 2005 konzentriert sich die Forschung auf die Entwicklung von schnellen Flüssigsalzreaktoren (MSFR-Konzepten), die die Vorteile schneller Neutronenreaktoren (erweiterte Ressourcennutzung, Abfallminimierung) mit denen von Brennstoffen in flüssigen Salzen und Kühlmittel verbinden sollen [I122].

Teil des Reaktorkonzepts ist auch die Abtrennung von Spaltprodukten während des Betriebs und die Wiederaufbereitung. Entwicklungen sehen einen Brennstoff auf Thorium-Basis vor [L35].

Die wichtigsten Machbarkeitsprobleme – und damit der Forschungsbedarf – konzentrieren sich auf Sicherheit und die Entwicklung von Mess- und Kontrollinstrumenten für das Redoxpotential des flüssigen Salzes, um die Korrosionsrate zu begrenzen. Weitere Arbeiten zur Entnahme von Brennstoff-Chargen in zeitlichen Abständen sind erforderlich. Um die Flüssigsalz-Technologie tatsächlich funktionsfähig zu machen, ist auch nach Meinung des GIF noch viel Arbeit erforderlich [I122].

Die folgende Abbildung gibt einen Überblick über aktuelle Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Bereich der Flüssigsalzreaktoren [L10].

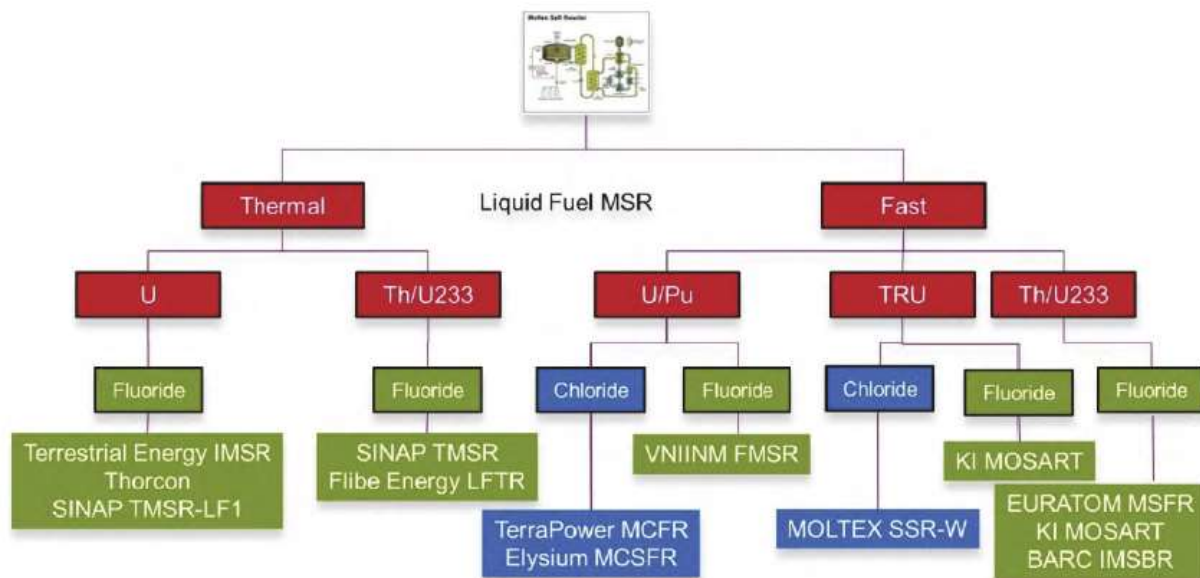


Abbildung 11: MSR-Konzepte mit wichtigen Designern und Konzepten [L10]

Im Zusammenhang mit Thorium sind die Konzepte von SINAP und Flibe von Interesse. Dabei handelt es sich um SMR-Konzepte, die im Kapitel 2.2.7 näher beschrieben werden. Im Bereich der schnellen MSR/MSFR wird an den folgenden Konzepten gearbeitet:

- Molten Salt Fast Reactor (MSFR; EURATOM)
- Molten Salt Actinide Recycler and Transformer (KI MOSART; Russland, Kurchatov Institute)
- Indian Molten Salt Breeder Reactor (IMSBR; BARC, Indien)

In der ARIS-Datenbank der IAEA scheint nur ein Flüssigsalz-Reaktor auf, der kein SMR ist. Der Molten Salt Fast Reactor (MSFR) mit 1.500 MW_{el} ist eine französische Entwicklung vom National Centre for Scientific Research mit dem Design-Status „Conceptual Design“ und mit dem „Brennstoff“ LiF-(U-Pu)F₃-ThF₄. Geplant ist ein kontinuierliches Betanken. Die erste Fertigstellung soll erst nach 2050 erfolgen [I79].

Der IMSBR wird von BARC der dritten Stufe des indischen Kernenergieprogramms zugeordnet. Mit einem Einsatz des IMSBR in den kommenden Jahrzehnten ist also nicht zu rechnen [I127].

Die NEA stufte im Jahr 2015 den russischen MOSART-Reaktor als mögliche langfristige Alternative ein [L33].

Im „Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems“ geht das GIF davon aus, dass erst nach 2030 ausreichend Daten zur Verfügung stehen werden, um eine Entscheidung über die weitere Entwicklung MSR-Reaktoren zu treffen [L24].

Auch NEA [L11] und IAEA [L12] sehen bei den MSR noch großen Forschungs- und Entwicklungsbedarf. Erste „praktische“ Anwendungen werden langfristig erwartet, also erst nach 2050.

2.2.4 Superkritische wassergekühlte Reaktoren

Konzepte für superkritische wassergekühlte Reaktoren (SCWRs) stammen aus den 1950er Jahren. Die USA schlugen einige SCWR-Konzepte vor. Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten zur Konzeptentwicklung wurden in den 1990ern in Japan wieder aufgenommen [L26].

Der Reaktoraufbau von SCWRs ähnelt jenem von Siedewasserreaktoren. Allerdings erfolgt der Betrieb in einem Temperatur- und Druckbereich, der oberhalb des thermodynamischen kritischen Punktes von Wasser liegt. Dadurch sollen die Konstruktions- und Betriebserfahrungen hunderter wassergekühlter Reaktoren mit den Erfahrungen hunderter fossil befeuerter Kraftwerke, die mit überkritischem Wasser betrieben werden, kombiniert werden [I129].

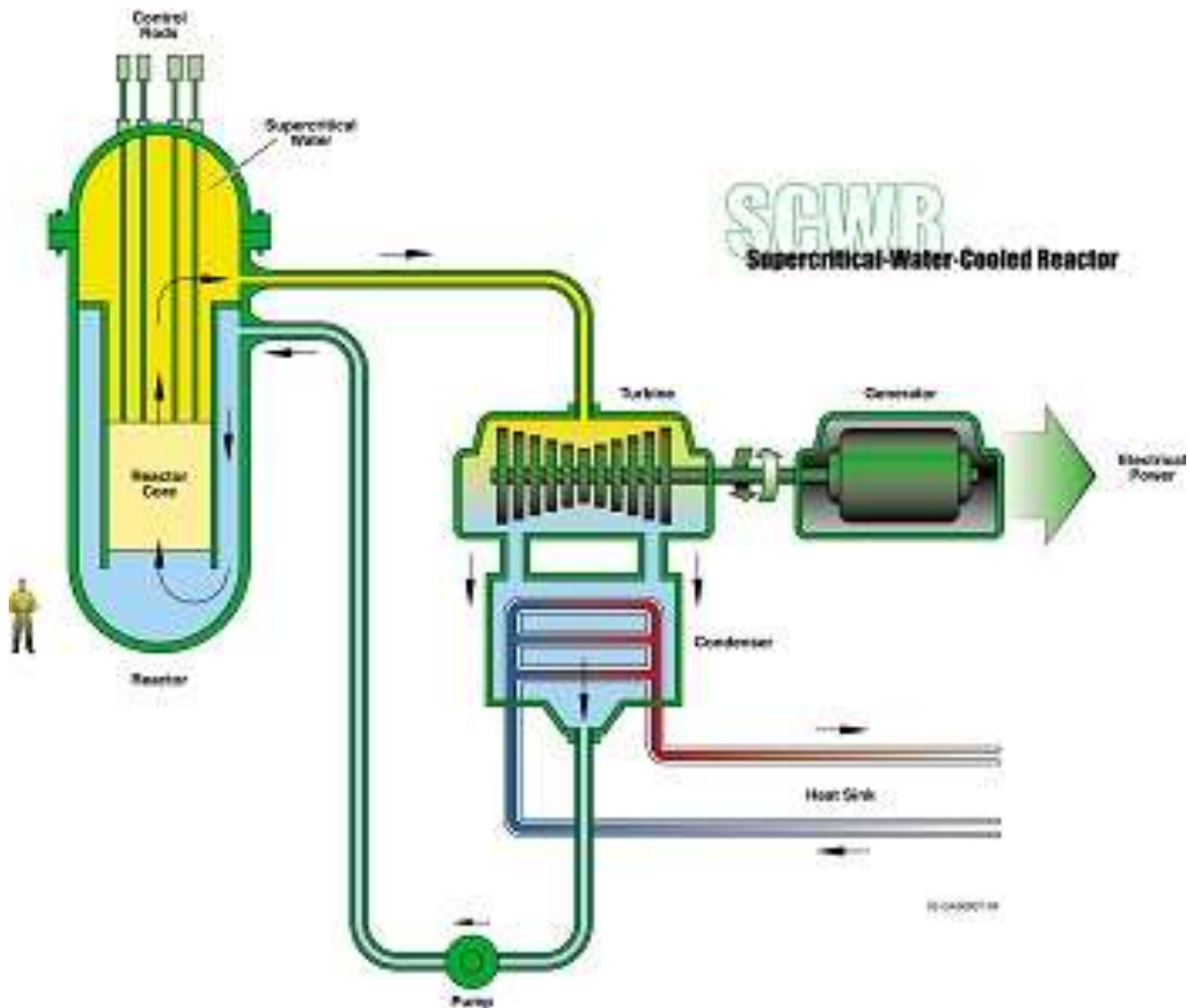


Abbildung 12: SCWR-Konzept [I129]

Der Reaktorkern besteht aus 157 Brennelementen. Ein Brennelement besteht aus mehreren Teilbündeln, die jeweils aus 56 Brennstäben bestehen. Die Mitte der Teilbündel, die sogenannte Moderatorbox, bleibt frei. Durch den Brennelementkasten sind die Teilbündel sowohl gegeneinander als auch gegen die Moderatorbox thermohydraulisch abgeschlossen, sodass das Kühlmittel, das auch als Moderator fungiert, in einem komplexen Strom geführt werden kann. Zwischen den Teilbündeln werden kreuzförmige Steuerelemente eingesetzt [L35].

Durch diese Strömungsführung wird sichergestellt, dass die Innenwand des Reaktordruckbehälters nicht in direkten Kontakt mit dem Kühlmittel kommt, weshalb konventionelle Reaktordruckbehälter-Stähle verwendet werden können. Darüber hinaus wird sichergestellt, dass alle Brennelemente trotz der geringen Dichte des Kühlmittels ausreichend moderiert werden [L35].

Durch den direkten Kontakt mit dem Kühlwasser kann der Primärkreislauf bis hin zur Turbine radioaktiv verseucht werden. Zusätzlich müssen Reaktordruckbehälter und alle Bauteile des

Primärkreislaufes wegen des hohen Drucks im Vergleich zu herkömmlichen Leichtwasserreaktoren stärker ausgelegt werden [L35].

SCWR können in Abhängigkeit vom Kerndesign ein thermisches oder ein schnelles Neutronenspektrum aufweisen. Das Konzept kann leichtes oder schweres Wasser als Moderator verwenden [I129].

SCWR-Designs weisen einzigartige technische und ökonomische Merkmale auf. Ganz wesentlich darunter ist die hohe thermische Effizienz (vor Allem im Vergleich zu wassergekühlten Reaktoren der aktuellen Generation). Der elektrische Wirkungsgrad eines SCWR soll 44% oder mehr erreichen, verglichen mit 34% bis 36% bei aktuellen Reaktoren – Nicolas Léonard Sadi Carnot lässt grüßen! Mit der Entwicklung des SCWR sind jedoch auch mehrere technologische Herausforderungen verbunden, darunter die Demonstration der Funktionsweise und Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme [I129].

Schulenberg, T. meinte 2020, dass noch großer Aufwand betrieben werden muss, bis ein funktionierendes Kraftwerk errichtet werden kann. So müssen die Bauteile berechnet und sämtliche Komponenten getestet werden. Nur so kann nachgewiesen werden, dass vor allem auch die Sicherheitssysteme tatsächlich funktionieren. Weder gibt es Grund zur Annahme, dass SCWR zuverlässiger wären als herkömmliche LWR oder HWR, noch sei das Proliferationsrisiko geringer [L27].

Auf der Homepage des GIF sind Hinweise über Forschungsarbeiten bis 2012 betreffend SCWR in China, Europa, Japan, Kanada sowie Russland zu finden [I129].

EURATOM, China und Kanada arbeiten gemeinsam an einem SMR-SCWR-Konzept. China arbeitet an zwei weiteren Konzepten namens CSR1000 und SCWR-M. In Kanada beschäftigen sich die Canadian Nuclear Laboratories mit SCWR. In Russland wird an zwei Konzepten mit den Namen VVER-SKD und VVER-SCP gearbeitet [L10].

In der ARIS-Datenbank der IAEA finden sich unter dem Reaktor-Typ SCWR der CSR1000 (China), der HP-LWR (Europa) und der JSCWR (Japan), jeweils mit dem Design-Status „Conceptual Design“ [I130]. Beim CSR1000 werden für die elektrische Leistung 1.000 MW_{el}, beim HP-LWR 1.046 MW_{el} und beim JSCWR 700 MW_{el} genannt [I131]. Die kanadischen und russischen SCWR-Konzepte finden sich nicht in der ARIS-Datenbank [I132].

In China soll der Bau eines CSR1000-Demonstrationsreaktors im Jahr 2027 abgeschlossen werden. Aussagen zum Einsatz von Thorium finden sich nicht [I133]. Schulenberg, T. [L27] meinte dazu, dass es sich noch nicht abschätzen lässt, ob dort jemals ein solcher Reaktor gebaut wird. Er hält es aber für

„eher für unwahrscheinlich. Das Risiko, für einige Milliarden ein Kraftwerk zu bauen, das hinterher nicht läuft, ist für einen Kraftwerkshersteller im Allgemeinen zu hoch. Es könnte ihn schnell finanziell ruinieren.“

Auch Piro, I. [L32] erwähnt Thorium im Zusammenhang mit dem CSR1000 nicht. An anderer Stelle weist er darauf hin, dass Studien zu Brennstoffen in SCWR-Konzepten den Einsatz u.a. eines Mixes aus leichtangereichertem Uran mit Thorium, eines Mixes aus Transuranen mit Thorium oder auch eines Mixes aus Plutonium, Thorium und Uran-233 für realistisch halten. Bei Verwendung schneller Neutronen wurde MOX vorgeschlagen.

Der HP-LWR in Europa wird eher als langfristiges Ziel für weitere, kontinuierliche Leistungsverbesserungen aktueller Leichtwasserreaktoren angesehen. Das Konzept gilt als ein nicht in naher Zukunft realisierbarer Entwurf, der langfristige Einsatzplan wird noch diskutiert. Thorium als Brennstoff wird darin nicht erwähnt [I135].

In Japan sollte in den 2020er Jahren ein Prototypreaktor zum JSCWR-Konzept gebaut werden. Das Endziel sind Bau und Betrieb der ersten kommerziellen JSCWR-Anlage um das Jahr 2030. Über Thorium finden sich keine Aussagen [I137].

Laut Homepage der World Nuclear Association arbeitet in China das Nuclear Power Institute of China an SCWR-Entwürfen. Angeblich wird bereits an einer Demonstrationseinheit gearbeitet, mit deren Inbetriebnahme 2022 gerechnet werden sollte – diese Inbetriebnahme dürfte aber noch nicht erfolgt sein [I146].

Im „Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems“ (von 2014!) des GIF wurden für den Zeitraum von 2017 bis 2022 Brennelementtests im kleinen Maßstab für SCWR und für 2017 eine Entscheidung über den Bau eines Demoreaktors erwartet [L24].

2.2.5 Hochtemperaturreaktoren

Neu ist das Hochtemperaturreaktor-Konzept (HTR-Konzept) nicht. Wie schon dargestellt, scheiterte in Deutschland in den 1980er Jahren die Entwicklung des Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktors. Das erste Design von High Temperature Gas-cooled Reactors (HTGR) wurde 1947 in den Clinton Laboratories (heute Oak Ridge National Laboratory) entwickelt. Der Peach Bottom Reaktor in den USA war der erste Demoreaktor, der Strom bereitstellte (1966 bis 1974 mit 150 MW_{th}). Die Fort St. Vrain Anlage in den USA war der erste kommerzielle Reaktor, der von 1979 bis 1989 mit 842 MW_{th} lief (auf Grund von Betriebsproblemen geschlossen). Reaktoren gab es auch in Großbritannien (Dragon) und in Deutschland [I157].

Da in HTR Helium als Kühlmittel eingesetzt wird, kann der Reaktor bei niedrigerem Druck und dennoch höheren Temperaturen arbeiten als herkömmliche Leichtwasserreaktoren. Als Brennstoff dienen überwiegend Uranoxid oder Urancarbid. In Abhängigkeit von der

Auslegung der Anlage können aber auch Natururan, Thorium, Plutonium oder Mischoxide eingesetzt werden. Der Brennstoff liegt jedenfalls in Form kleiner Kügelchen innerhalb einer Schutzhülle vor. Diese Kügelchen werden in Kugeln oder Blöcke aus Graphit, der als Moderator dient, eingelassen. Diese Brennelemente werden vom Helium umströmt, das die in der Kernreaktion entstehende Wärme abtransportiert, um damit Wasser zu erhitzen und eine Dampfturbine anzutreiben [I184].

Die hohen Temperaturen und auch das Kühlmittel stellen große Ansprüche an Strukturmaterialien dar. Weitere Probleme sind eine ungleichmäßige Kühlung, hoher Abrieb und Staubbildung sowie eine erhöhte Brandgefahr bei Wasser- oder Lufteintritt. Dadurch kann es sogar zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen kommen. Die Endlagerung von genutzten Brennelementen wird aufgrund des hohen Anteils an radioaktivem Graphit als kostenintensiver zu herkömmlichen eingeschätzt [I184].

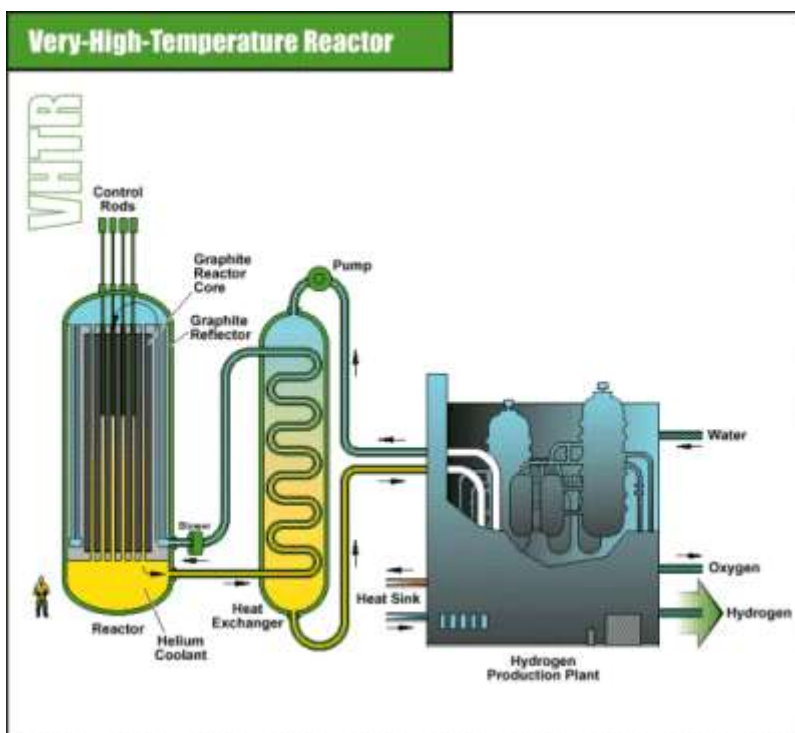


Abbildung 13: Schematische Darstellung eines VHTR [I159]

Ein neueres Konzept, das den Hochtemperaturreaktoren (HTR) zugerechnet wird und auf Erfahrungen mit HTGR beruhen soll, sind die Very High Temperature Reactors (VHTR). Die technische Basis für VHTR sind der TRISO-beschichtete Partikelbrennstoff, Graphit als Kernstruktur, Helium als Kühlmittel und die geringere Leistungsdichte, um Zerfallswärme auf natürliche Weise abzuführen.

VHTR sollen alternative Kraftstoffzyklen wie auch Uran-Thorium unterstützen [I158]. Der Reaktorkern kann ein prismatischer Kern oder ein Kugelbett sein. Der Reaktor-Typ soll das Potenzial für inhärente Sicherheit, hohen thermischen Wirkungsgrad, Nutzung der Wärme für Prozesse, niedrige Betriebs- und Wartungskosten und modulare Bauweise haben. Der

Reaktor-Typ soll bei Kernaustrittstemperaturen zwischen 700°C und 950°C, in Zukunft sogar über 1.000°C, Prozesswärme und Strom liefern [L158].

Zur Strombereitstellung kann ein Helium-Gasturbinensystem direkt in den primären Kühlmittelkreislauf eingebaut werden. Wärmenutzungen für die Bereitstellung von Prozesswärme erfolgen in der Regel über einen Zwischenwärmetauscher, den indirekten Kreislauf, der mit dem Reaktor gekoppelt ist [L158].

Im Forschungs- und Entwicklungs-Outlook des GIF aus dem Jahr 2018 macht dieses allerdings darauf aufmerksam, dass mögliche Anwendungen des geschlossenen Thorium-Uran-Brennstoffkreislaufs als längerfristige Option anzusehen sind [L28].

Es gilt noch zahlreiche Probleme u.a. betreffend die Kernaustrittstemperatur, die Brennstofftemperatur unter Störfallbedingungen, den maximalen Brennstoffverbrauch, die Vermeidung von Leistungsspitzen und Temperaturgradienten im Kern und die Begrenzung des strukturellen Schadens durch Wasser- oder Lufteinbrüche. Dennoch geht das GIF davon aus, dass ab 2030 die Demonstration des Konzepts erfolgen könnte [L24].

Etwas anders klingt das im Annual Report 2021 des GIF. Hier werden VHTR als eine längerfristige Weiterentwicklung des HTR mit dem Ziel einer noch höheren Effizienz und vielseitigerem Einsatz durch weitere Erhöhung von Temperaturen betrachtet. Dafür sind jedoch der Einsatz und die Entwicklung neuer Materialien, insbesondere für die Wärmetauscher, erforderlich. Der VHTR soll neben Strom auch Wasserstoff und vor Allem Hochtemperatur-Prozesswärme (bis zu 1.000°C oder gar höher) für beispielsweise die chemische Industrie bereitstellen können. Die aktuelle Forschung konzentriert sich jedoch auf Austrittstemperaturen von rund 700°C – 850°C [L10].

Allerdings beforschen Australien, China, Frankreich, Großbritannien, Japan, Kanada, Südkorea, die Schweiz und die USA bzw. EURATOM VHTR-Konzepte. Die Inbetriebnahme des HTR-PM-Reaktors in China (ein SMR, siehe dazu Kapitel 2.2.7.2) im Jahr 2021 wird als Meilenstein betreffend HTGR angesehen. Am National Centre for Nuclear Research (NCBJ), Polen, laufen Konzeptstudien zu HTGR, während am Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) und am Japan Atomic Energy Agency (JAEA) die Wasserstoffproduktion mit HTGR untersucht wird. In den USA hätten das Idaho National Laboratory (INL) und das Argonne National Laboratory (ANL) im Rahmen des Advanced Reactor Demonstration Programm mehrere Kooperationen mit HTGR-Anbietern begonnen. In Großbritannien soll bis HTGR-Demonstrationsreaktor ermöglicht werden. Das Programm sollte im Jahr 2021 ausgearbeitet werden. All diese Aktivitäten betreffen allerdings nicht den Thorium-Brennstoffkreislauf [L10].

2.2.6 Leichtwasserreaktoren

Einige der ersten kommerziellen Leichtwasserreaktoren (LWR) in den späten 1950er und Anfang der 1960er Jahre in den USA, wie insbesondere der Siedewasserreaktor Elk River, wurden zunächst mit Thorium-basierten Brennstoffen in Betrieb genommen. Der PWR Edison Indian Point-1 in den USA wurde 1962 mit einem Kern aus Thorium, gemischt mit angereichertem Uran-235, in Betrieb genommen. Auch in Deutschland wurde in den Anfängen der Atom-Industrie der Thorium-Brennstoffkreislauf als interessante Alternative zum etablierten Uran/Plutonium-Brennstoffkreislauf untersucht [L16].

In Leichtwasserreaktoren (LWR; weltweit mit großem Abstand häufigster Reaktor-Typ) wird Wasser als Moderator und Kühlmittel eingesetzt. Die LWR werden unterschieden in Druckwasserreaktoren (DWR bzw. PWR) und Siedewasserreaktoren (SWR bzw. BWR) [I185].

Durch den hohen Druck im Reaktordruckbehälter kann das Wasser im Hauptkühlmittelkreislauf (auch Primärkreislauf genannt) nicht sieden. Im Sekundärkreislauf wird der benötigte Dampf erzeugt und zur Dampfturbine geleitet, die mit einem Generator verbunden ist. Über einen dritten Kreislauf wird freigewordene Wärme an einen Fluss oder den Kühlturm abgegeben. Durch die Trennung von Kreisläufen soll verhindert werden, dass radioaktive Stoffe den Hauptkühlmittelkreislauf verlassen [I185].

Kernspaltungen können durch neutronenabsorbierendes Material in den Steuerstäben des Reaktors begrenzt werden. Diese werden von oben in den Reaktorkern eingefahren. Durch die Eindringtiefe wird der Reaktor geregelt. Bei einer Abschaltung fallen die Steuerstäbe durch Schwerkraft in den Reaktorkern und führen zur Beendigung der Kettenreaktion. Eingesetzte Borsäure absorbiert Neutronen. Durch eine Änderung der Konzentration kann der Reaktor ebenfalls geregelt werden [I185].

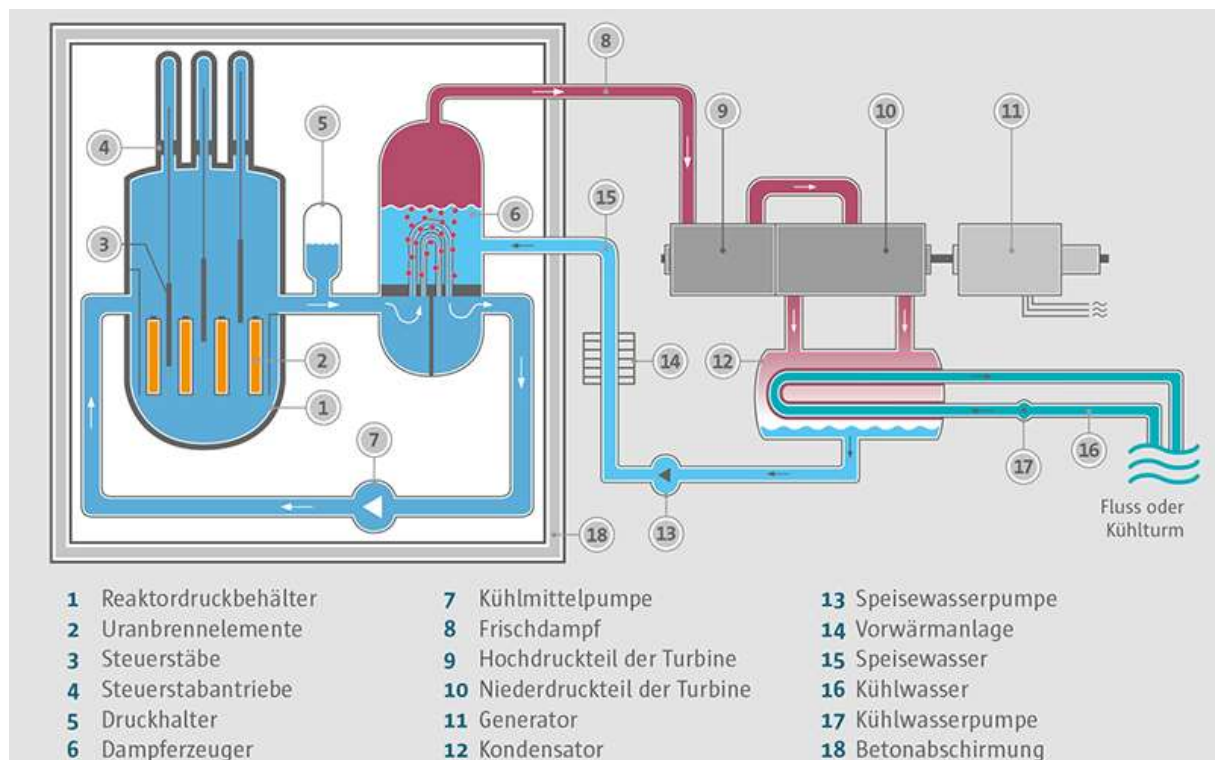


Abbildung 14: Schematische Darstellung eines DWR [I185]

Im SWR ist der Druck im Reaktordruckbehälter deutlich geringer. Die Rohrleitungen führen direkt in das Maschinenhaus, wodurch es zur Ablagerung radioaktiver Stoffe in Frischdampfleitungen, Turbine, Kondensator und Speisewasserleitungen kommen kann. Das Maschinenhaus gehört deshalb zum Kontrollbereich des AKW mit entsprechenden Schutzeinrichtungen. Im Stör- und /oder Schadfal trennt ein Durchdringungsabschluss den Reaktor vom Maschinenhaus [I185].

Im Reaktordruckbehälter wird aus dem Kondensator zurückgepumptes Speisewasser mit dem nicht verdampften Wasser vermischt. In Abhängigkeit von der Umwälzmenge ändert sich die Temperatur des Kühlmittels. Der Anteil an Dampf im Bereich des Reaktorkerns wird ebenfalls beeinflusst. Ein höherer Anteil von Dampf im Reaktor führt zur Reduktion von Kernspaltungen und damit zur Reduktion der Reaktorleistung. Über die Änderung der Drehzahl der Umwälzpumpen kann die Reaktorleistung beeinflusst werden [I185].

Im Gegensatz zum DWR werden die Steuerstäbe mit neutronenabsorbierendem Material elektromotorisch von unten in den Reaktorkern eingefahren. Bei einer Abschaltung werden diese pneumatisch in den Reaktorkern "eingeschossen", was die Beendigung der Kettenreaktion bewirken soll [I185].

In Norwegen forschen Thor Energy und das Norwegian Institute for Energy Technology am Thorium-Einsatz in LWRs. Die Canadian Nuclear Laboratories arbeiten die „Thoria Roadmap Project“ ab, die die meisten Aspekte des Thorium-Brennstoffkreislaufs abdecken soll. In Frankreich gab es zwischen AREVA und Solvay/Rhodia eine Vereinbarung zu einem Forschungs- und Entwicklungsprogramm betreffend den Einsatz von Thorium als Zusatzbrennstoff im Uran/Plutonium-Kreislauf [L16]. Dieses Programm wurde aufgrund finanzieller Probleme von AREVA eingestellt [I166].

Es wurden umfangreiche Studien durchgeführt, die die technische Machbarkeit des Thorium-Brennstoffkreislaufs in modernen LWRs ermitteln sollten. Basierend auch auf den Ergebnissen früherer Forschung kamen die Studien zu dem Schluss, dass ein Einsatz in PWRs gegenüber BWRs Vor- und Nachteile mit sich brächte, dass es also keine klare Präferenz für eines der beiden Reaktorkonzepte gibt. Besonders für PWRs sind aber noch detailliertere Sicherheitsbewertungen erforderlich, bevor endgültige Schlussfolgerungen gezogen und mögliche Einschränkungen aufgezeigt werden können [L16].

In der Zusammenfassung der IAEA-Veröffentlichung wird u.a. darauf hingewiesen, dass Studien bestätigten, dass Thorium effektiv für ein kontinuierliches Recycling von transuranischen Aktiniden in einer Vielzahl von Reaktorsystemen wie z.B. LWR mit reduzierter Moderation genutzt werden kann. Ferner wird darauf aufmerksam gemacht, dass kurzfristig Brennstoff auf der Basis von Thorium/Uran oder Thorium/Plutonium zum Einsatz in bestehenden wassergekühlten Reaktoren im einmaligen Brennstoffkreislauf kommen könnte. Es wird aber darauf hingewiesen, dass erhebliche finanzielle Aufwendungen

erforderlich sind, um den gleichen industriellen Status zu erreichen, den der Uran/Uran-Plutonium-Brennstoffkreislauf bereits erreicht hat [L12].

2.2.7 Small Modular Reactors

Im Jahr 2022 veröffentlichte die IAEA die Studie „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments“ [L20]. Diese Publikation nennt die folgenden Gruppen an SMRs:

- wassergekühlte SMR (landbasiert, 25 Reaktor-Konzepte)
- wassergekühlte SMR (meeresbasiert, 8 Reaktor-Konzepte)
- gasgekühlte Hochtemperatur (HTG) SMR (17 Reaktor-Konzepte)
- Flüssigmetall-gekühlte schnelle Neutronensysteme (LMFNS) SMR (8 Reaktor-Konzepte)
- Flüssigsalz (MS) SMR (13 Reaktor-Konzepte)
- Mikroreaktoren (12 Reaktor-Konzepte)

Im Anhang III werden die Hauptmerkmale der Konzepte verglichen. Thorium wird dabei lediglich für HT-SMR und MS-SMR als Brennstoff angeführt, weshalb hier die folgenden Konzepte näher betrachtet werden [L20]:

- HTMR100
- HTR-PM
- smTMSR-400
- CA Waste Burner
- FUJI
- THORIZON
- Lithium Fluoride Thorium Reactor (LFTR)

2.2.7.1 HTMR100

Der HTMR100 soll über eine installierte Leistung von 100 MW_{th} bzw. 35 MW_{el} verfügen. Konkret werden Mischungen von Thorium mit Uran bzw. mit Plutonium als Brennstoff angesprochen. Beim Reaktor-Konzept handelt es sich um einen gasgekühlten Kugelbettreaktor, der Graphit-moderiert ist und durch einen Heliumstrom gekühlt werden soll. Die Stromerzeugung erfolgt über ein Dampf-Turbinen-Generator-System. Das Reaktorkonzept soll auch geeignet sein, um Hoch-Temperatur-Prozesswärme bereit zu stellen. Das Design des Reaktors soll auf bewährter Technologie basieren, daher wäre keine neue grundlegende Technologieentwicklung erforderlich [L20].

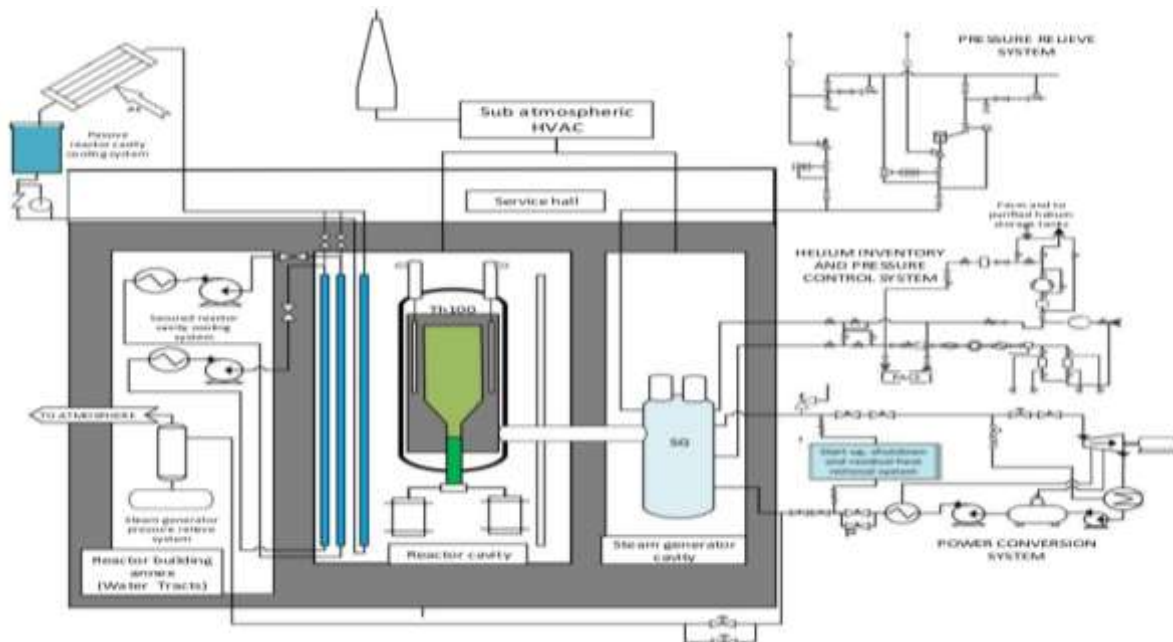


Abbildung 15: Aufbau des Reaktorkerns und Schema der Energieumwandlung des HTMR100 [I54]

Im Kern des Reaktors sollen rund 150.000 Brennstoffkugeln sein. Es soll ein Tagesdurchsatz von 125 bis 150 Brennstoffkugeln erfolgen, pro Jahr sollen also knapp 55.000 Brennstoffkugeln verbraucht werden (die Anzahl der auszusortierenden schadhafte Brennstoffkugeln soll über die gesamte Lebensdauer des Reaktors extrem niedrig sein). Das Reaktorkonzept liegt vor, die Durchführung von Tests für proof-of-design sei in Planung. Die Lebensdauer soll 40 Jahre betragen [L20].

2.2.7.2 HTR-PM

Der HTR-PM ist ein Demonstrationskraftwerk. Entwickelt wurde der Gas-gekühlte Hochtemperaturreaktor am Institute of Nuclear and New Energy (INET), Tsinghua University of China. Allerdings wird der Demonstrationsreaktor mit leicht angereichertem Uran betrieben [I32].

Im Sinne der gegenständlichen Studie ist der HTR-PM aber durchaus von Interesse, weil das Konzept auf Arbeiten aus den 1970ern zurückgeht. Diese Forschungsarbeiten fokussierten auf Gas-gekühlte Brüter, die Thorium verwenden sollten. U.a. deshalb geht man davon aus, dass das HTR-PM-Konzept vergleichsweise einfach auf Thorium umgestellt werden kann [I32].

In „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments“ findet man den HTR-PM ebenfalls. Auch hier wird leicht angereichertes Uran als Brennstoff angegeben. Kühlmittel ist Helium, als Moderator dient Graphit. Am 20.12.2021 ist der Demonstrationsreaktor ans Netz gegangen. Standard-Entwurf ist der HTR-PM600 mit einer elektrischen Leistung von 600 MW_{el} [L20].

2.2.7.3 smTMSR-400

Entwickler des smTMSR-400 ist die Chinese Academy of Sciences/Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP). Der Reaktor soll eine Leistung von 400 MW_{th} sowie 168 MW_{el} aufweisen. Das Flüssigsalz, das als Kühlmittel und zugleich als Brennstoff dient, setzt sich aus LiF-BeF₂-ZrF₄-ThF₄-UF₄ zusammen, als Moderator dient Graphit. Der Reaktor soll mit Zwangsumlauf (also gepumpt, im Gegensatz zum „Naturumlauf“) des Kühlmittels/des Brennstoffs betrieben werden. Das Reaktormodul soll eine Lebensdauer von 10 Jahren haben und danach ersetzt werden müssen bzw. können. Derzeit liegt ein vorkonzeptioneller Entwurf des Reaktordesigns vor, im Jahr 2028 soll der Bau des Reaktors erfolgen [L20].

Wie auch Abbildung 16 zeigt, ist der smTMSR-400 für die Auskopplung von „Hochtemperatur-Wärme“ ausgelegt. Die Hochtemperatur-Wärmequelle soll nicht nur der Strombereitstellung dienen, sondern auch bei der Meerwasserentsalzung, Wärmeversorgung, Dampfversorgung für die Industrie, Wasserstoffproduktion, ... eingesetzt werden [L20].

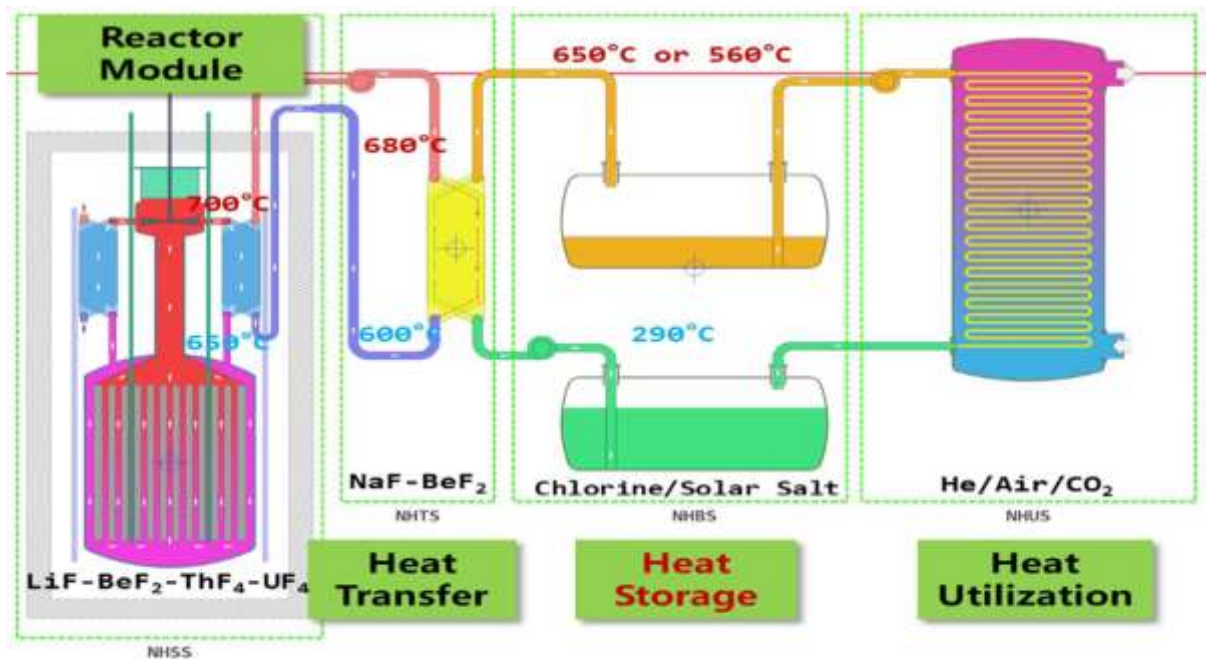


Abbildung 16: Darstellung der Energieumwandlung und Wärmespeicherung im smTMSR-400 [L20]

Mit dem Reaktor sollen die großtechnische Stromerzeugung auf Basis des Thorium-Brennstoffkreislaufs demonstriert und die Umwandlungseigenschaften überprüft werden. Der schrittweise Aufbau des Lieferkettensystems für Thorium-Brennstoff und MSR soll ermöglicht und die hohe Eigensicherheit und technische Zuverlässigkeit des Flüssigsalzreaktors demonstriert werden. Durch den modularen Aufbau soll der smTMSR-400 flexibler an verschiedenen Orten mit unterschiedlichen Anforderungen eingesetzt werden können [L20].

Der Reaktor soll einerseits ausgereifte Technologien und Erfahrungen aus dem TMSR-LF1-Projekt nutzen, andererseits aber auch Technologien, die in den nächsten Jahren erst

entwickelt werden müssen. Der Primärkreislauf ist als kompaktes Reaktormodul konzipiert und soll ausgetauscht werden können. Der Reaktor verfüge über ein passives Sicherheitsdesign, bestehend aus negativer Temperaturreückkopplung, passiver Brennstoffsalzableitung, passiven Systemen zur Restwärmeabfuhr und Rückhaltung radioaktiver Nuklide [L20].

Nach Ablauf der Lebensdauer von 10 Jahren sollen die löslichen Spaltprodukte in den Abflussbehälter geleitet werden und über mehrere Jahre zerfallen. Danach erfolgt der Transport zu einer Verarbeitungsanlage, wo die Vorbereitung für eine Endlagerung erfolgt [L20].

Aktuell liegt ein „Pre-conceptual design“ vor. Baubeginn soll nicht vor 2028 sein [L20].

2.2.7.4 CA Waste Burner

Entwickler des „CA Waste Burner“ SMR ist Copenhagen Atomics. Die Thermische Leistung des SMR soll 100 MW betragen. Die Lebensdauern werden mit 50 Jahren für die umgebenden Gebäude angegeben, mit 5 Jahren für den Reaktorbehälter und mit „unendlich“ für die Flüssigsalze und das schwere Wasser. Flüssigsalz dient auch als Kühlmittel, schweres Wasser dient als Moderator. Als Brennstoff(salz) soll LiF-ThF₄-(TRU)F₃ oder LiF-ThF₄-RGPuF₃ zum Einsatz kommen. Dabei steht „TRU“ für Transurane, „RGPu“ für Plutonium mit Reaktorqualität. Im Blankett soll Uran-233 gezüchtet werden, und zwar durch den Neutronenfluss im Blankettsalz LiF-ThF₄ (strenggenommen also aus dem Thorium im Salz) [L20].

Laut Homepage des Entwicklers soll der „CA Waste Burner“ 2028 den Betrieb aufnehmen. Brennstoff wird ein Mix aus Thorium und gebrauchtem Kernbrennstoff sein. Dadurch soll nebenbei auch noch die nötige Lagerdauer des atomaren Mülls von 100.000 Jahren auf 300 Jahre verkürzt werden [I56]:

„The Waste Burner is expected to be online in 2028, and will run on a combination of thorium and used nuclear fuel reducing the storage period of the existing nuclear waste from 100,000 to 300 years“

Der Reaktor soll dazu dienen, Wärme bereit zu stellen (z.B. Entsalzungsanlagen, flüssiger Ammoniak). Er soll völlig autonom mit passiver Zerfallswärmeabfuhr arbeiten. Es soll eine vollständige Straßentransportfähigkeit des fertig montierten Reaktors gewährleistet werden. Der Schwerwassermoderator wird zirkuliert, gekühlt und von den geschmolzenen Salzen thermisch isoliert. Kühlung des Moderators soll mit einer externen Klimaanlage erfolgen. 2025 soll der Test eines 1-MW_{th}-Prototyps erfolgen und 2028 der erste kommerzielle Reaktor mit 100 MW_{th} in Betrieb gehen [L20].

2.2.7.5 FUJI

Entwickler des „FUJI“ ist das „International Thorium Molten-Salt Forum“ (ITMSF) aus Japan. Das Konzept (100 bis 300 MW_{el}) wurde seit den 1980er Jahren, basierend auf Ergebnissen des Oak Ridge National Laboratory aus den 1960er Jahren, entwickelt. Als Brennstoff ist Salz mit Thorium und Uran-233 vorgesehen. Eine typische Zusammensetzung des geschmolzenen Brennsalzes wäre $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$. Der Reaktor ist für den Thorium-Brennstoffkreislauf vorgesehen, alternativ können auch Plutonium oder leicht angereichertes Uran genutzt werden [L20].

Der „FUJI“ soll auch zur Transmutation eingesetzt werden können. Die Wärme aus dem Reaktor soll auch zur Meerwasserentsalzung und zur Produktion von Wasserstoff genutzt werden. Nachfolgende Abbildung zeigt das Primärsystems des „FUJI“ [L20].

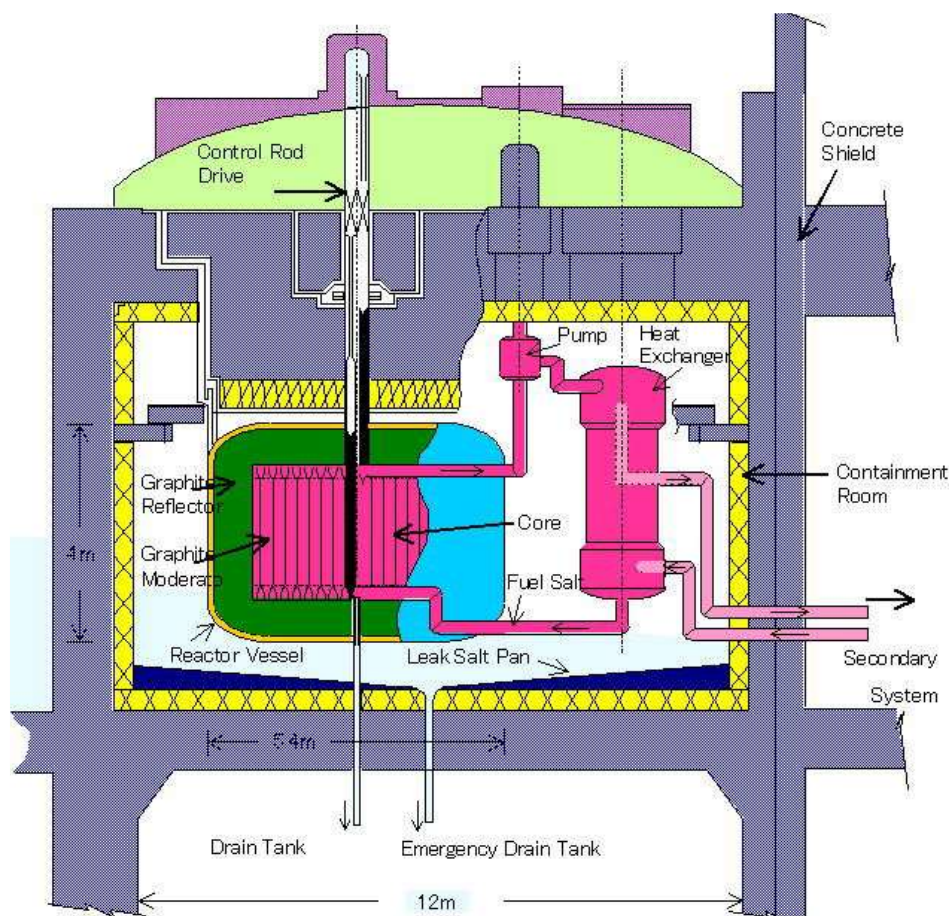


Abbildung 17: Schematische Darstellung des „FUJI“ [L20]

Das Dampfversorgungssystem besteht aus Röhren, Pumpen, einem Wärmetauscher und einem Verdampfer, welchen den Dampf an eine Turbine liefert. Der „FUJI“ soll einen thermischen Wirkungsgrad von 44% erreichen. Der Primärkreislauf wird im Zwangsumlauf durch eine Pumpe betrieben [L20].

Die Kernstruktur besteht aus sechseckig geformten Graphit-Moderatorblöcken. Durch Löcher in den Blöcken soll das Brennstoffsalz nach oben fließen, durch eine Pumpe erfolgt die

Umwälzung. Das erhitze geschmolzene Brennstoffsalz gelangt dann zu einem Wärmetauscher, um die Wärme auf das sekundäre Kühlmittelsalz zu übertragen.

Der Reaktor kann sieben Jahre lang kontinuierlich betrieben werden, dann muss das Brennstoffsalz gewechselt werden. Periodische Abschaltungen zu Wartungszwecken sind – wie bei jedem Kraftwerk – erforderlich. Die Design-Lebensdauer beträgt 30 Jahre. Die Strategie zum vollständigen Austausch des Kerns soll eine Lebensverlängerung über 60 Jahre hinaus ermöglichen [L20].

Durchaus interessant ist, dass Vorentwürfe für verschiedene Anwendungen fertiggestellt sein sollen, die detaillierte Gestaltung aber noch nicht begonnen hat. Dennoch sollen bereits drei experimentelle MSR gebaut und einer davon vier Jahre lang ohne ernsthafte Probleme betrieben worden sein [L20].

2.2.7.6 THORIZON

Laut der Homepage des Entwicklungsunternehmens „THORIZON“ soll um das Jahr 2035 der erste Thorizon-Reaktor gebaut werden [I62].

Der Reaktortyp soll eine thermische Leistung von 100 bis maximal 300 MW_{th} und eine elektrische von 40 bis max. 120 MW_{el} bereitstellen. Der Reaktor kann auch Dampf mit Temperaturen von bis zu 550°C für industrielle Prozesse (Chemiebereich, Wasserstoff) zur Verfügung stellen [L20]. Die folgende Abbildung zeigt einen Blick in den Thorizon-Reaktor [I72].

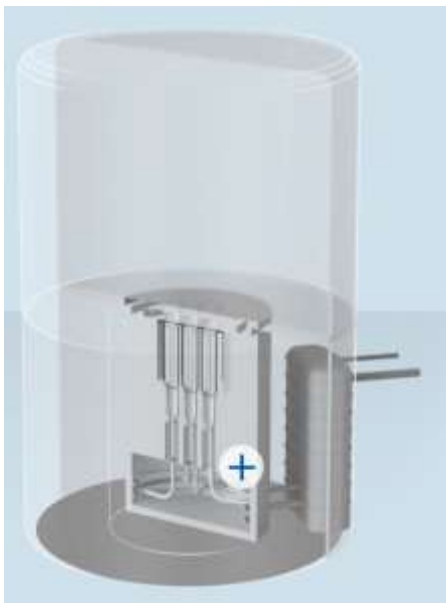


Abbildung 18: Schematische Darstellung des „THORIZON“ [I72]

Der Entwickler informiert darüber, dass Thorium in Kombination mit vorhandenen radioaktiven Abfällen aus Leichtwasserreaktoren als Brennstoff verwendet werden kann. Alle 5 bis 10 Jahre soll neuer Brennstoff zugeführt werden müssen. Der Reaktor soll in der Lage

sein, etwa die Hälfte der langlebigen Abfälle, die in normalen wassergekühlten Kernkraftwerken anfallen, zu verbrennen, und es sollen keine neuen langlebigen Abfälle entstehen [I63].

2.2.7.7 Lithium Fluoride Thorium Reactor

Das Konzept des „Lithium Fluoride Thorium Reactor“ (LFTR) wurde in den USA entwickelt. Das LFTR-Design mit Brennstoffkreislauf auf Thorium-Basis befindet sich in einem frühen Entwicklungsstadium (konzeptionelle Gestaltung liegt vor). Es wurden noch keine Lizenzierungsaktivitäten durchgeführt [L20].

Der LFTR soll 600 MW_{th} und 250 MW_{el} bereitstellen. Als Moderator ist Graphit vorgesehen. Das Brennstoffsalz (mit der Zusammensetzung LiF-BeF₂-UF₄, in der doch etwas überraschend Thorium fehlt!) soll zugleich als Kühlmittel dienen [L20]. Etwas genauer sind in diesem Fall die Angaben auf der Homepage des Entwicklers. So soll im Blankett „FLiTh“ (LiF-ThF₄) für den Brutvorgang eingesetzt werden. Als Kühlmittel wird „FLiBe“ (LiF-BeF₂) dienen und als Brennstoffsalz „FLiBeU“ (LiF-BeF₂-²³³UF₃) eingesetzt werden [I75].

Der Reaktorkern verfügt über zwei Regionen (Brennstoffbereitstellung/Nutzung) und nutzt einen geschlossenen Thorium-Brennstoffkreislauf. Der Reaktorkessel besteht aus zwei Teilen mit einer zentralen aktiven Kernregion und dem äußeren Teil, die beide mit Fluoridsalz gefüllt sind. Das chemische Verarbeitungssystem dient der Trennung und Wiedereinführung des fruchtbaren und des spaltbaren Materials in die beiden Fluorid-Brennstoff-Salz-Ströme [L20].

Reaktordruckbehälter wird wahrscheinlich aus einer modifizierten Form „Hastelloy-N“ gefertigt werden. Der Primärkreislauf soll das Brennsalz im Normalbetrieb durch den Primärwärmetauscher leiten, wo das Brennsalz seine Wärme an das Kühlmittelsalz überträgt. Die Primärpumpe sorgt für die Zwangszirkulation. Zwischen Primärkreislauf und Strombereitstellungssystem ist ein weiterer Kreislauf vorgesehen [L20].

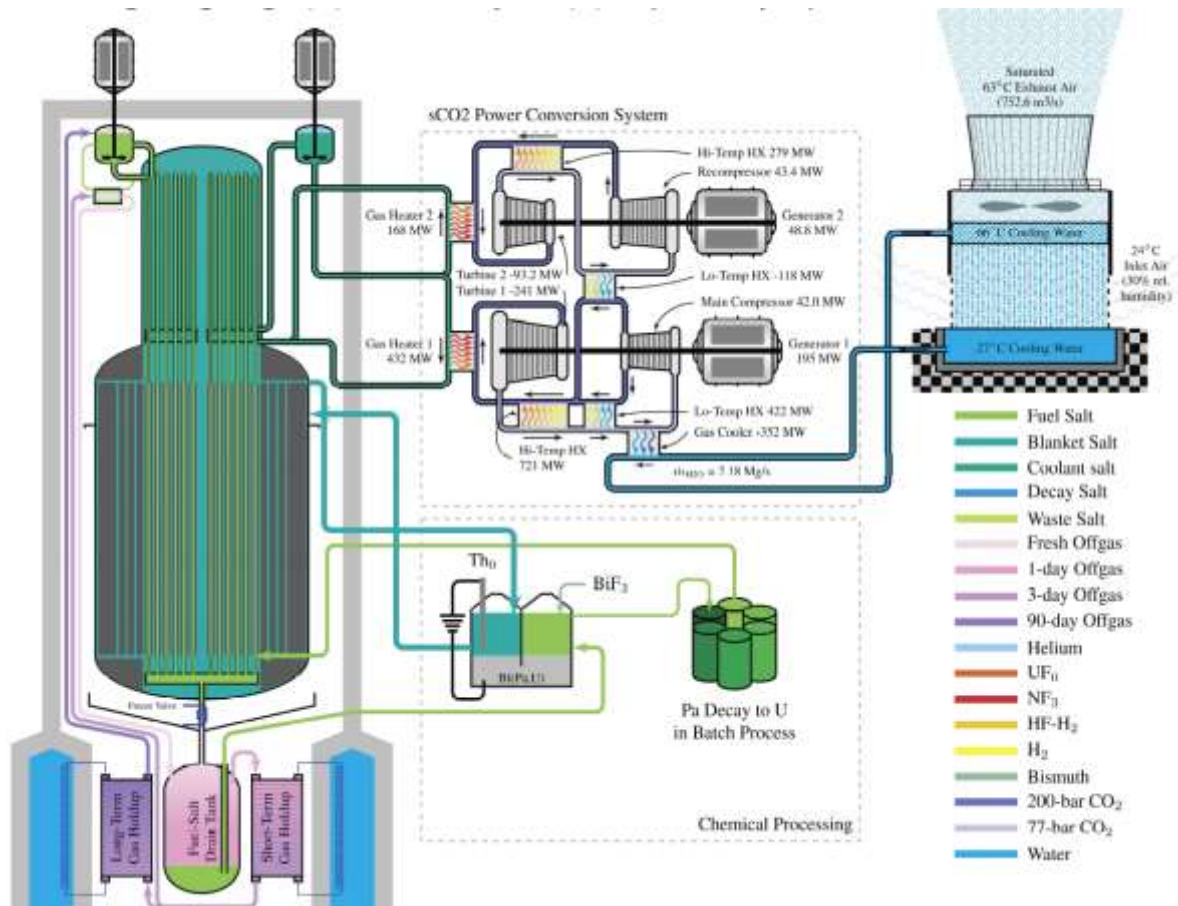


Abbildung 19: Schematische Darstellung des LFTR-Konzepts [L20]

Das Reaktorkonzept setzt auf [L20]:

- inhärente Sicherheit, ohne Kernschmelze und ohne Druck;
- Einfachheit, um ein stabiles und selbstregulierendes Design zu haben;
- Brennstoffeffizienz und die Möglichkeit, weit weniger Abfall als andere Reaktorkonzepte zu produzieren.

Auf der Homepage des LFTR-Entwicklers findet sich betreffend Sicherheit, dass die Erhöhung der Betriebstemperatur die Dichte des Salzes verringern würde, was wiederum dazu führen würde, dass sich Reaktionen verlangsamen und die Temperatur sinkt. Der LFTR wäre außerdem mit einem einfachen festen Salzpfpfen am Boden des Reaktorkernbehälters versehen. Im Falle eines Stromausfalls im Reaktor würde dieser Salzpfpfen schnell schmelzen und das Brennstoffsalt in einen darunter liegenden Lagertank ablaufen, was zu einem Abbruch der Kettenreaktion führen würde [175].

2.3 Schlussfolgerungen

Thorium wird wieder deutlich mehr Aufmerksamkeit entgegengebracht als in den Jahrzehnten seit Ende der 1980er Jahre. Wirklich großer Optimismus hinsichtlich zu erwartender Zeithorizonte ist allerdings nur bei den Entwicklern entsprechender Reaktorkonzepte auszumachen. Während Interessenvertreter wie IAEA, NEA und GIF von

kommerziellen Anwendungen erst nach 2050 ausgehen, wird unter Entwicklern teilweise von wenigen Jahren bis zur Marktreife gesprochen.

Interessanterweise spielen auch hier SMR eine zentrale Rolle. Offensichtlich verspricht man sich hier nicht nur raschere Lizenzierungs- und Genehmigungsverfahren, sondern auch wesentlich weniger Widerstand in der Öffentlichkeit. Dabei lässt man völlig außer Acht, dass es zuletzt sogar in China und Indien zu Verzögerungen bei Bauprojekten gekommen ist – also in bisherigen „Vorzeigestaaten“ was Errichtungsdauern von Kernkraftwerken betrifft.

Vereinzelt haben sich „in fünf Jahren erwartete Baubeginne“ bereits um ein Jahrzehnt verschoben – was beinahe an die berühmte Fusionskonstante erinnert.

3 Abfälle

Abfallprobleme, die durch die Spaltprodukte verursacht werden, entsprechen jenen der Uran-basierten Brennstoffkreisläufe. Die Mehrheit der Spaltprodukte klingt relativ rasch ab, aber auch im Fall des Thorium-Brennstoffkreislaufs entsteht Iod-129, ein instabiles Isotop mit einer Halbwertszeit von 16 Millionen Jahren. Hinsichtlich des Spaltproduktanteils der nuklearen Abfälle und darauf beruhenden Sicherheitsproblemen in Zwischenlagern besteht also kaum ein Unterschied zwischen Thorium- und Uranbrennstoffen [L16].

Einen kleinen Vorteil weist der Thorium-Brennstoffkreislauf deshalb auf, weil (vor Allem vergleichsweise) kaum Transurane gebildet werden und somit die damit einhergehenden Schwierigkeiten und Problemstellungen ausbleiben (z.B. Probleme mit Americium, Curium).

Erschwerend kommt im Fall des Thorium-Einsatzes aber hinzu, dass unter den Zerfallsprodukten von Thorium-232 und Uran-233, ganz besonders aber unter jenen von Uran-232 (das im Thorium-Brennstoffkreislauf immer auftritt) einige harte γ -Strahler wie z.B. Thallium-208 und Wismut-212 auftreten. Dadurch wird zwar die Proliferation deutlich erschwert (wenn nicht gar unmöglich), das gilt aber ebenso für eine eventuelle Wiederaufbereitung und prinzipiell für jeden weiteren Arbeitsschritt mit dem Brennstoff.

Darüber hinaus sind die Uran-Isotope, die durch weiteren Neutroneneinfang entstehen können bis zu Uran-236 allesamt α -Strahler, wenn sie inkorporiert werden also höchst radiotoxisch. Erst Uran-237 ist ein β -Strahler, wodurch Neptunium-237 entsteht. Das ist „unangenehm“, da durch Neutroneneinfang und weiteren Zerfall Plutonium entstehen kann.

Die NEA geht davon aus, dass der Einsatz von Thorium als Brennstoff dennoch eine Verringerung der Radiotoxizität bewirkt. Unklar ist aber, ob diese Verringerung in der Praxis hinreichend ausgeprägt ist, um zu einer deutlichen Änderung der Sicherheitsprobleme im Rahmen der Entsorgung oder gar zu einer Reduktion der Entsorgungskosten im Vergleich zu U zu führen.

Falls die Aussagen von durchaus namhaften Physikern wie Carlo Rubbia oder Maurice Bourquin, die von Abklingzeiten im Bereich von 300 bis 500 Jahren ausgehen, tatsächlich zuträfen, wären die Abfallprobleme zu bewältigen. Grundlage dafür wäre jedenfalls ein wesentlich höherer Brennstoffnutzungsgrad als er bei herkömmlichen Uran-Brennstoffkreisläufen erreicht wird. Zusätzlich müssten auch Spaltprodukte wie Iod-129 zuverlässig transmutiert werden. Sollte dies nicht gelingen und sollten nach Ablauf der Fissionsreaktionen noch Thorium und Uran in nennenswerten Konzentrationen vorliegen, so ist aufgrund der hohen Halbwertszeiten nicht mit einer Entschärfung der Endlagerproblematik zu rechnen.

3.1 Partitioning und Transmutation

Partitioning und Transmutation (P & T) stellen einen relativ neuen Zugang zur Entsorgung hoch radioaktiver Abfälle dar. Im Rahmen der Transmutation sollen radioaktive Elemente durch Beschuss mit Neutronen in stabile Elemente umgewandelt werden. Um zu vermeiden, dass durch den Neutronen-Beschuss weitere Kerne aktiviert werden, sollen die umzuwandelnden Nuklide zuerst vom restlichen Material getrennt werden – dieser Vorgang wird als Partitioning bezeichnet. Im Rahmen des Partitioning müssen auch komplexe physikalische Methoden eingesetzt werden, da Isotope chemisch nicht getrennt werden können.

Noch wesentlich komplexer ist die Transmutation. Aktuell existierende Möglichkeiten sind derart ineffizient, dass mehrere Durchläufe erforderlich sind. Damit steigt auch der Energieaufwand. 2022 machte sogar die IAEA darauf aufmerksam, dass im Bereich der Transmutation nach wie vor erhebliche technologische Lücken bestehen [L12].

3.2 Proliferation

Unter Proliferation versteht man die Weiterverbreitung von Kernwaffen, entsprechender Trägertechnologien, des erforderlichen Wissens und/oder des kernwaffenfähigen Materials. Das Proliferationspotential von Thorium-Brennstoffkreisläufen mit weniger als 20% spaltbaren Materialien (wie Uran-233, Uran-235 oder Plutonium) ist mit dem des Uran-Brennstoffkreislaufs mit Plutonium-Recycling vergleichbar [I4].

Die IAEA machte 2022 darauf aufmerksam, dass der Thorium-Brennstoffkreislauf aufgrund des immer vorhandenen Uran-232 inhärente „Proliferationswiderstandseigenschaften“ aufweist. Im Thorium-Brennstoffkreislauf werden mindestens eine Größenordnung weniger langlebige Nebenaktinide erzeugt als in Uran-Brennstoffkreisläufen [L12].

Bereits 2013 hielt die IAEA fest, dass es technische Merkmale gibt, die die Attraktivität der abgebrannten Brennelemente für Kernwaffenprogramme verringern. So ist der Anteil von spaltbarem Plutonium sehr gering, der Anteil von Uran-234 mit bis zu 10% hingegen sehr hoch. Darüber hinaus sorgt das Uran-232 für starke γ -Strahlung [I81].

4 Ressourcen

Thorium kommt in der Erdkruste mit rund 6 bis 10 g/t vor und ist damit ca. 3 bis 4 Mal häufiger als Uran. Weitere Informationen zu Thorium sind eher rar, was hauptsächlich darin begründet sein dürfte, dass der aktuelle Bedarf sehr gering ist und durch Nebenprodukte des Abbaus von Seltenerdmineralien gedeckt werden kann.

Da Thorium aktuell nicht in größerem Maßstab genutzt wird werden auch die Thorium-Vorkommen nur im Rahmen der Exploration anderer Rohstoffe bewertet. Wenig überraschend gehen die Schätzungen bzw. Angaben zu Reserven und Ressourcen – sofern eine Unterscheidung überhaupt vorgenommen wird – sehr weit auseinander. Vergleichsweise zuverlässig dürften Angaben von der deutschen Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) sowie der IAEA und NEA sein, die alle die globalen Ressourcen in einem Bereich von sechs bis sieben Megatonnen ausweisen. Über den größten Anteil an den Ressourcen dürfte Indien verfügen, gefolgt von den USA.

Die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) beziffert die Thorium-Ressourcen mit 6,35 Mt. Weder spricht die BGR dabei von Reserven, noch finden sich Daten zu den Ressourcen nach Ländern. Tabelle 1 zeigt die regionale Verteilung der Ressourcen mit Stand 2020 [L1].

Region	Thorium-Ressourcen
Europa	286
GUS (+ GEO, UKR)	103
Afrika	264
Naher Osten	-
Austral-Asien	771
Nordamerika	427
Lateinamerika	466
Welt	3.178
OECD	1.010
EU-28	55
OPEC	150

Tabelle 1: Thorium-Ressourcen (EJ) nach Regionen [L1]

Die BGR gibt die Thorium-Ressourcen also in der Energieeinheit Exajoule an und kommt auf eine globale Summe in Höhe von 3.178 EJ. Laut dem Statistikportal Statista betragen der weltweite Primärenergiebedarf im Jahr 2022 gut 600 EJ und der weltweite Stromverbrauch im Jahr 2021 gut 90 EJ. Auf den ersten Blick wirken diese Ressourcen sehr groß, sie sind allerdings nur halb so groß wie die von der BGR für Uran angegebenen Ressourcen in Höhe von 6.130 EJ.

Im sogenannten „Red Book“ (IAEA/NEA) wurden Thorium-Ressourcen zuletzt im Jahr 2016 ebenfalls mit 6,35 Mt angegeben. In Tabelle 2 findet sich ein Aufgliederung nach Ländern [L2].

Land	Thorium-Ressourcen
Dänemark	86.000 – 93.000
Norwegen	87.000
Finnland	60.000
Frankreich	1.000
Russische Föderation	55.000
Schweden	50.000
Kanada	172.000
USA	595.000
Ägypten	380.000
Süd Afrika	148.000
China	> 100.000
Kasachstan	> 50.000
Korea	6.000
Indien	846.500
Usbekistan	5.000-10.000

Tabelle 2: Thorium-Ressourcen (t) in ausgewählten Staaten [L2]

Im Jahr 2019 beschäftigte sich die IAEA in zwei Publikationen mit den globalen Thorium-Ressourcen, die im Bereich von 6 Mt [L4] bis 7 Mt [L5] angegeben wurden. Die (kumulierte) weltweite Thorium-Produktion bis 1988 (!) wird auf etwas mehr als 20.000 t geschätzt, aktuellere Daten sind nicht verfügbar. Die wichtigsten Produktionsländer waren Australien, China, Indien, Deutschland, Frankreich und die USA [L4].

Noch wesentlich schlechter ist die Datenlage hinsichtlich (potenziellem) Bedarf und Reichweite. So gibt es nur eine grobe Schätzung der IAEA, die auf folgenden Annahmen zu einem Reaktor mit 1.000 MW_{el} beruht [L4]:

1. Der „erste Kern“ benötigt 50 t Thorium.
2. Jährlich werden 10 t Thorium für Nachladungen benötigt.
3. Die Lebensdauer eines Reaktors beträgt 50 Jahre.
4. Von den Thorium-Ressourcen ist rund 1 Mt wirtschaftlich verwertbar.

Im Jahr 2022 betrug die installierte Leistung aller AKW weltweit rund 370 GW [1178]. Will man diese Leistung mit Thorium-Reaktoren decken, so ergibt sich mit den Annahmen der IAEA eine Reichweite von rund 246 Jahren. Dabei muss aber festgehalten werden, dass der Thorium-Bedarf und erst recht die „Reserven“ nur grobe Schätzungen darstellen.

Diese gigantische Reichweite ergibt sich einerseits aufgrund der „günstigen“ Annahme zum Thoriumverbrauch – jener an Uran betrug im Jahr 2020 knapp 70.000 t, während sich im Rahmen der hier getätigten Abschätzung ein Jahresbedarf von rund 4.000 t Thorium ergibt.

Hinzu kommt, dass sich die Schätzung eigentlich auf Ressourcen bezieht. Diese sind nur etwa halb so hoch wie die Uran-Ressourcen (rund 12 Mt). Die Uranreserven belaufen sich allerdings nur auf 1,2 Mt – womit die Reichweite natürlich entsprechend kleiner ist.

5 Fazit

Bereits in der zweiten Hälfte des letzten Jahrhunderts gab es in den USA, in Großbritannien und auch in Deutschland Versuche den Thorium-Brennstoffkreislauf zu etablieren. Aus unterschiedlichen Gründen – von der erhöhten Korrosion über die mangelhafte Abtrennung von Spaltprodukten und Probleme mit den Gasturbinen bis hin zu versagenden Steuerstäben – sind alle Versuche gescheitert.

Aktuell gibt es dennoch zahlreiche Konzepte und Ideen in unterschiedlichen Entwicklungsstadien. So gehen IAEA und NEA davon aus, dass Thorium nach geringfügigen Adaptierungen der Konzepte auch in den wassergekühlten Reaktoren der Generation III eingesetzt werden könnte, allerdings eher zum Sammeln von Erfahrungen. Tatsächlichen Optimismus betreffend kurzfristige Anwendungen findet man ausschließlich bei Entwicklern bzw. Herstellern. Deren Prognosen und Zeitpläne haben in den letzten Jahrzehnten allerdings nicht gehalten. Aktuell kommt es auch in China, dem bisherigen Aushängeschild des raschen Kraftwerkbaus, zu Verzögerungen rund um Kernkraftanlagen.

So ist derzeit auch noch nicht geklärt, ob tatsächlich alle kursierenden Konzepte für die Energiegewinnung mit Thorium geeignet sind. Zu groß ist der verbleibende Forschungsbedarf im Bereich des Thorium-Brennstoffkreislaufs. Vor Allem der geschlossene Brennstoffkreislauf steht vor Herausforderungen, die noch viel Forschungsarbeit und großen finanziellen Aufwand erfordern um jenen industriellen Stand zu erreichen, den der Uran/Uran-Plutonium-Brennstoffkreislauf bereits erreicht hat.

IAEA, NEA und GIF gehen auch deshalb davon aus, dass ein großtechnischer Einsatz von Thorium erst nach 2050 erfolgen kann. Indien geht in seiner Langfriststrategie von der Zeit nach 2070 aus. Damit ist jedenfalls klar, dass Thorium-Reaktoren für den Klimaschutz zu spät kommen – falls sie überhaupt kommen.

Schließlich ist die aktuelle Datenlage sehr schlecht. Das betrifft nicht nur den Brennstoffkreislauf, sondern auch die Vorkommen von Thorium. Bisher war der Bedarf so gering, dass Vorkommen nicht eigenständig exploriert wurden, sondern lediglich aufgrund der Ergebnisse anderer Explorationen (z.B. seltene Erden) geschätzt und beurteilt wurden.

Entsprechend breit gestreut sind auch die Angaben zu den Thorium-Ressourcen. Zumindest BGR, IAEA und NEA liegen mit dem Bereich von weltweit ca. sechs bis sieben Megatonnen Thorium-Ressourcen nahe beieinander. Aber auch hier fällt auf, dass keine der Institutionen von Reserven spricht!

Teilt man den Optimismus der „Interessenvertreter“ oder gar jenen der Entwickler, dann könnte das Thorium-Potenzial größer sein als jenes von Uran. Gegenüber Uran weist der Thorium-Brennstoffkreislauf auch einige Vorteile auf. Insgesamt sind die Schwierigkeiten,

Herausforderungen und Probleme etwas unterschiedlich, letztlich aber ähnlich groß. So gibt es auch keine Endlager für Thorium.

Noch rarer sind Betrachtungen zur Thorium-Reichweite. Die Schwierigkeiten beginnen hier bereits beim Thorium-Bedarf von Reaktoren und setzen sich mit den unbekanntem Reserven fort. Im Rahmen einer sehr groben – und zugleich sehr optimistischen – Schätzung kommt die IAEA auf eine „statische Reichweite“ (wenn also nur der aktuell aus Uran gewonnene Strom – also rund 10% des weltweiten Stromverbrauchs – durch Strom aus Thorium ersetzt wird) von 246 Jahren. Um einen nennenswerten Anteil fossiler Energieträger in der Stromproduktion zu substituieren, sind also auch die möglichen Thorium-Einsätze wesentlich zu klein.

Ein eventueller Beitrag von Thorium zum Klimaschutz könnte also nur relativ klein sein. Er käme außerdem zu spät.

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1: Schematische Darstellung der Brutzyklen von Thorium-232 und Uran-238 [I4].	6
Abbildung 2: Schematische Darstellung der Spaltung eines Urankerns [I179].....	6
Abbildung 3: Spaltprodukte von Uran-233, Uran-235 und Plutonium-239 in Abhängigkeit von der Nukleonenzahl A [L34]	7
Abbildung 4: Darstellung der Verteilung des Abbrandes (und der 513 Gitterplätze) im AHWR-Kern [I181].....	12
Abbildung 5: Brennstoffcluster des AHWR [I81].....	12
Abbildung 6: AHWR-Reaktorgebäude [I82]	13
Abbildung 7: Schematische Darstellung der nuklearen Systeme des ACR-1000 [I89]	15
Abbildung 8: CANFLEX-ACR-Brennstoffbündel [I89].....	16
Abbildung 9: Schematische Darstellung eines CANDU-Reaktors [I90]	16
Abbildung 10: Schematische Darstellung des MSR-Konzepts [I122]	18
Abbildung 11: MSR-Konzepte mit wichtigen Designern und Konzepten [L10]	19
Abbildung 12: SCWR-Konzept [I129].....	21
Abbildung 13: Schematische Darstellung eines VHTR [I159].....	24
Abbildung 14: Schematische Darstellung eines DWR [I185].....	26
Abbildung 15: Aufbau des Reaktorkerns und Schema der Energieumwandlung des HTMR100 [I54].....	29
Abbildung 16: Darstellung der Energieumwandlung und Wärmespeicherung im smTMSR-400 [L20]	30
Abbildung 17: Schematische Darstellung des „FUJI“ [L20]	32
Abbildung 18: Schematische Darstellung des „THORIZON“ [I72]	33
Abbildung 19: Schematische Darstellung des LFTR-Konzepts [L20]	35

Tabellenverzeichnis

Tabelle 1: Thorium-Ressourcen (EJ) nach Regionen [L1]	39
Tabelle 2: Thorium-Ressourcen (t) in ausgewählten Staaten [L2].....	40

Glossar

Begriff	Erläuterung
ACR-1000	Advanced CANDU Reactor 1000
AFCR	Advanced Fuel CANDU Reactor
AHWR	fortgeschrittene schwere Wasser-Reaktoren
AKW	Atomkraftwerk
ANL	Argonne National Laboratory
ARIS	Advanced Reactors Informations Systems – Datenbank der IAEA https://aris.iaea.org/
BARC	Bhabha Atomic Research Centre; Department of Atomic Energy (DAE), Government of India
Basic Design	Systembeschreibungen für alle Systeme des Kraftwerks werden bereitgestellt; für eine Designgenehmigung erforderliche Sicherheitsanalysen wurden abgeschlossen; Dokumente für die Zertifizierung liegen vor; Beschaffungsspezifikationen und Dokumentation für wichtige Komponenten, Systeme und Strukturen wurden entwickelt; ein detaillierter Kostenvoranschlag und ein Rahmenplan für die Bauphase liegen vor.
BGR	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
BHAVINI	Bharatiya Nabhikiya Vidyut Nigam Limited
BWR	Siedewasserreaktor (Boiling Water Reactor)
CNNC	CHINA NATIONAL NUCLEAR CORPORATION
Conceptual Design	wichtigste Komponenten, Anordnungszeichnungen und Übersichtsschaltbilder sind verfügbar; kurze Beschreibungen der wichtigsten Komponenten und Systeme liegen vor; Identifizierung und vorläufige Analyse konzeptrelevanter Vorfälle und Unfälle wurden durchgeführt.
EC6	Enhanced CANDU 6
EJ	Exajoule (10^{18} Joule)
EPR	Evolutionary Power Reactor (urspr. European Pressurized Water Reactor)
FBR	schnelle Brutreaktoren
FWU	Forum Wissenschaft & Umwelt
Generation III+	Reaktoren sollen sich gegenüber Vorgängern durch verbesserte Sicherheit und Wirtschaftlichkeit auszeichnen. Modelle wie der EPR oder AP1000 zählen dazu.
Generation IV	aktuelle Entwicklung an Reaktoren <ul style="list-style-type: none"> • gasgekühlter schneller Reaktor (GFR) • bleigekühlter schneller Reaktor (LFR) • natriumgekühlter schneller Reaktor (SFR) • Flüssigsalzreaktor (MSR) • superkritischer wassergekühlter schneller Reaktor (SCWR)

	• („sehr hoher“) Hochtemperaturreaktor (VHTR)
GFR	gasgekühlte schnelle Reaktoren
GIF	The Generation IV International Forum
GW	Gigawatt (10^9 Watt)
GW _{el}	Gigawatt elektrisch
HTGR	gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren
HWR	Schwerwasserreaktor (Heavy Water Reactor)
IAEA	Internationale Atomenergieagentur
IMSBR	Indian Molten Salt Breeder Reactor
IMTFS	International Thorium Molten-Salt Forum“, Japan
INIS	International Nuclear Information System
IPCC	Intergovernmental Panel on Climate Change („Weltklimarat“)
J	Joule (SI-Einheit der Energie, $1 \text{ kg}\cdot\text{m}^2/\text{s}^2$)
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute
LFR	bleikühlte schnelle Reaktoren
LFTR	Lithium Fluoride Thorium Reactor
LMFNS	Flüssigmetall gekühlte schnelle Neutronensysteme
LWR	Leichtwasserreaktoren
MMBtu	Million British Thermal Units, entspricht ca. 28.000 m ³ Erdgas
MOSART	Molten Salt Actinide Recycler and Transformer
MOX	Mischoxidbrennstoff
MSR	Flüssigsalzreaktoren (molten salt reactor)
MSFR	schnelle Flüssigsalzreaktoren (molten salt fast reactor)
Mt	Megatonne (10^6 Tonnen)
MW	Megawatt (10^6 Watt)
MW _{el}	Megawatt elektrisch
MW _{th}	Megawatt thermisch
NEA	Nuclear Energy Agency (der OECD)
NCBJ	National Centre for Nuclear Research
OECD	Organization for Economic Co-operation and Development
OPEC	Organization of the Petroleum Exporting Countries
PHWR	schwerwassergekühlte und moderierte Druckwasserreaktoren
PRIS	Power Reactor Information System, Datenbank der IAEA, https://pris.iaea.org/pris/
PWR	Druckwasserreaktoren, gehören neben Siedewasserreaktoren (BWR) zu Leichtwasserreaktoren (LWR)

Radionuklide	instabile Nuklide, die sich beim radioaktiven Zerfall unter Aussendung von Alphastrahlung, Betastrahlung und/oder Gammastrahlung direkt oder in mehreren Schritten über radioaktive Zerfallsreihen in stabile Nuklide umwandeln
Reserven	nachgewiesene, zu heutigen Preisen und mit heutiger Technik wirtschaftlich gewinnbare Energierohstoffmengen
Ressourcen	nachgewiesene, aber derzeit technisch-wirtschaftlich und/oder wirtschaftlich nicht gewinnbare sowie nicht nachgewiesene, aber geologisch mögliche, künftig gewinnbare Energierohstoffmengen
SCWR	superkritische, wassergekühlte Reaktoren
SFR	natriumgekühlte schnelle Reaktoren
SINAP	Shanghai Institute of Applied Physics
SMR	Small Modular Reactors, kleine modulare Reaktoren
t SKE	Tonne Steinkohleeinheiten
TOX	Thorium-Plutonium gemischter Brennstoff
Transurane	Uran, Neptunium, Plutonium, Americium, Curium, chemische Elemente mit einer Ordnungszahl größer als 92 (Uran)
UOX	Uranoxidbrennstoff
VHTR	Hochtemperaturreaktoren
W	Watt (SI-Einheit der Leistung, $1 \text{ kg}\cdot\text{m}^2/\text{s}^3$)

Literaturverzeichnis

Literatur

- [L1] BGR – Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (2022): BGR Energiestudie 2021 – Daten und Entwicklungen der deutschen und globalen Energieversorgung, Hannover, 175 Seiten, Seiten 44, 45, 46, 62 – 148, 126, 127, 136
https://www.bgr.bund.de/DE/Themen/Energie/Downloads/energiestudie_2021.pdf?blob=publicationFile&v=4 (10.05.2023)
- [L2] OECD (2016): Uranium 2016: Resources, Production and Demand, Wien, 550 Seiten, Seiten 40, 42, 43
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_15004/uranium-2016-resources-production-and-demand
- [L3] OECD (2023): Uranium 2022: Resources, Production and Demand, Wien, 568 Seiten, Seite 12
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_79960/uranium-2022-resources-production-and-demand (10.05.2023)
- [L4] IAEA (2019a): World thorium occurrences, deposits and resources / International Atomic Energy Agency, Wien, 134 Seiten, Seite 14, 109, 111, 112
<https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1877web.pdf> (10.05.2023)
- [L5] IAEA (2019b): Thorium resources as co- and by-products of rare earth deposits, Wien, 14, 82 Seite, Seite 59
<https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1892web.pdf> (10.05.2023)
- [L6] IAEA (2022): NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD. 2022 Edition, Wien, 102 Seiten, Seiten 8, 9, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 22, 28, 29, 30, 34, 35, 40, 47, 48, 77, 78, 95, 97, 98, 99
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS-2-42_web.pdf (10.05.2023)
- [L7] IAEA (2022): Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the period up to 2050, 2022 edition, Wien, 148 Seiten, Seiten 24, 32
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS-1-42_web.pdf (10.09.2022)
- [L8] Schneider, M. (2022): The World Nuclear Industry Status Report 2022, Paris, 385 Seiten, Seiten 16, 236
<https://www.worldnuclearreport.org/IMG/pdf/wnisr2022-v3-lr.pdf> (10.05.2023)
- [L9] The Generation IV International Forum (2021): GIF Newsletter #10 - September-October 2021, 5 Seiten, Seite 1
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_195699/-10-gif-sept-oct-newsletter-01102021-cr
- [L10] Generation IV International Forum (GIF) (2021): ANNUAL REPORT 2021, Boulogne-Billancourt, 88 Seiten, Seiten 1, 9, 13, 16, 23, 30, 38, 38, 39, 41, 44, 45, 46, 47, 73, 74
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_203335/gif-2021-ar (11.10.2023)
- [L11] NEA (2015): Perspectives on the Use of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle Extended Summary, Boulogne-Billancourt, 23 Seiten, Seiten 10, 11, 12, 13, 16, 18

- <https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/7228-thorium-es.pdf>
(11.05.2023)
- [L12] IAEA (2022): Near term and promising long term options for the deployment of thorium based nuclear energy, Wien, 174 Seiten, Seiten 4,7, 8, 9, 12, 15 – 19, 29, 68, 81, 91, 92, 111, 124, 125, 134, 138, 149, 150, 159, 160
<https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-2009web.pdf> (12.05.2023)
- [L13] Bolz, R., Christian, R. (2021): ÖSMR „Ökonomie der Small Modular Reactors“, Forum Wissenschaft & Umwelt, Wien, 30 Seiten, Seiten 5, 21 – 23, 25
https://fwu.at/wp-content/uploads/OeSMR_FWU-2021_final.pdf (12.05.2023)
- [L14] NEA (2023): First “SMR Dashboard” highlights progress of 21 small modular reactors from around the world, Boulogne-Billancourt, 74 Seiten, Seiten 12, 13, 15, 16
[https://www.dropbox.com/sh/8pm90napo8owd91/AACNoP5uFtxNJtW6d2qmbgZ0a?dl=0&preview=SMR+Dashboard+\(Embargoed+until+16.30h+CET%2C+13+March\).pdf&utm_campaign=utm_campaign%3DSMRdashboard&utm_medium=utm_medium%3Demail&utm_source=utm_source%3Dpress](https://www.dropbox.com/sh/8pm90napo8owd91/AACNoP5uFtxNJtW6d2qmbgZ0a?dl=0&preview=SMR+Dashboard+(Embargoed+until+16.30h+CET%2C+13+March).pdf&utm_campaign=utm_campaign%3DSMRdashboard&utm_medium=utm_medium%3Demail&utm_source=utm_source%3Dpress) (12.05.2023)
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_78747/references-for-the-nea-small-modular-reactor-dashboard (12.05.2023)
- [L15] IAEA (2011): Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR), Wien, 45 Seiten, Seite 2
<https://aris.iaea.org/PDF/EPR.pdf> (12.05.2023)
- [L16] NEA (2015): Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, Boulogne-Billancourt, 135 Seiten, Seiten 16, 17, 30, 53, 101
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14930/introduction-of-thorium-in-the-nuclear-fuel-cycle (22.05.2023)
- [L17] NEA (2021): Strategies and Considerations for the Back End of the Fuel Cycle, Boulogne-Billancourt, 72 Seiten, Seite 15
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_55928/strategies-and-considerations-for-the-back-end-of-the-fuel-cycle (22.05.2023)
- [L18] Bolz, R., Christian, R. (2019): R A L T S. Die Rolle der Atomenergie in der long-term strategy 2050 der EU, 58 Seiten
<https://fwu.at/wp-content/uploads/Studie-RALTS.pdf> (23.05.2023)
https://fwu.at/wp-content/uploads/RALTS_Kurzfassung-1.pdf (23.05.2023)
- [L19] IPCC (2014): Climate Change 2014: Mitigation of Climate Change. Contribution of Working Group III to the Fifth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change [Edenhofer, O., R. Pichs-Madruga, Y. Sokona, E. Farahani, S. Kadner, K. Seyboth, A. Adler, I. Baum, S. Brunner, P. Eickemeier, B. Kriemann, J. Savolainen, S. Schlömer, C. von Stechow, T. Zwickel and J.C. Minx (eds.)]. Cambridge University Press, Cambridge, United Kingdom and New York, NY, USA, 1454 Seiten, Seite 517
- [L20] IAEA (2022): Advances in Small Modular Reactor Technology Developments (2022), Wien, 424 Seiten, Seiten 2, 6, 7, 8, 147 – 150, 159 – 162, 177 – 180, 194, 195, 196, 197, 201 – 204, 270 – 273, 278 – 281, 282 – 285, 306 – 310, 373, 374, 376, 377, 378, 383

- https://aris.iaea.org/Publications/SMR_booklet_2022.pdf (07.06.2023)
- [L21] Virgili, N. (2020): The Impact of Small Modular Reactors on Nuclear Non-Proliferation and IAEA Safeguards, Vienna Center for Disarmament and Non-Proliferation, Wien, 49 Seiten, Seiten 29, 31, 32, 33, 35, 36
https://www.nonproliferation.eu/wp-content/uploads/2020/08/Virgili-Nicole_SMR-Paper_Final.pdf (09.06.2023)
- [L22] NEA (2020): Nuclear Technology Development and Economics 2020. Unlocking Reductions in the Construction Costs of Nuclear: A Practical Guide for Stakeholders“, Boulogne-Billancourt, 134 Seiten, Seite 42
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_30653/unlocking-reductions-in-the-construction-costs-of-nuclear (13.06.2023)
sowie
Generation IV International Forum (2007): COST ESTIMATING GUIDELINES FOR GENERATION IV NUCLEAR ENERGY SYSTEMS Revision 4.2, 181 Seiten Seite 28
https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/emwg_guidelines.pdf (13.06.2023)
- [L23] NEA (2021): Nuclear Safety Research Support Facilities for Existing and Advanced Reactors: 2021 Update, Boulogne-Billancourt, 104 Seiten, Seiten 30, 31
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_60542/nuclear-safety-research-support-facilities-for-existing-and-advanced-reactors-2021-update (01.09.2023)
- [L24] Generation IV International Forum (GIF) (2014): Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems, Boulogne-Billancourt, 66 Seiten, Seiten 33, 45, 46, 47, 50, 51
<https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2014-03/gif-tru2014.pdf> (07.09.2023)
- [L25] Generation IV International Forum (GIF) (2022): GIF SUPERCRITICAL WATER-COOLED REACTOR. Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper, Boulogne-Billancourt, 42 Seiten, Seiten 20 – 22, 27
https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2022-05/scwr_prpp_white_paper_2022final_full_cover_page.pdf (11.09.2023)
- [L26] IAEA (2019): STATUS OF RESEARCH AND TECHNOLOGY DEVELOPMENT FOR SUPERCRITICAL WATER COOLED REACTORS, Wien, 76 Seiten, Seiten 6, 51
- [L27] Schulenberg, T. (2020): Die vierte Generation der Kernreaktoren, Grundlagen, Typen und Nutzen verständlich erklärt, Berlin, Springer-Verlag GmbH, 204 Seiten, Seiten 51, 57, 58, 73, 77, 78, 81,100, 161
<https://link.springer.com/book/10.1007/978-3-662-61605-5>
- [L28] Generation IV International Forum (GIF) (2018): GIF R&D OUTLOOK FOR GENERATION IV NUCLEAR ENERGY SYSTEMS, Boulogne-Billancourt, 96 Seiten, Seite 38
https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2021-11/gif_rd_outlook_for_generation_iv_nuclear_energy_systems_2018_update_new_cover.pdf (20.09.2023)

- [L29] NEA (2022): High-temperature Gas-cooled Reactors and Industrial Heat Applications, Boulogne-Billancourt, 56 Seiten, Seite 21
https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2022-06/7629_htgr.pdf
 (20.09.2023)
- [L30] NEA (2021): Nuclear Safety Research Support Facilities for Existing and Advanced Reactors: 2021 Update, Boulogne-Billancourt, 104 Seiten, Seite 29
- [L31] IAEA (2021): STATUS AND TRENDS IN PYROPROCESSING OF SPENT NUCLEAR FUELS, Wien, 150 Seiten, Seiten 8, 9
<https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/52/093/52093268.pdf?r=1>
 (25.09.2023)
- [L32] Piroo, I. (2023): Handbook of Generation IV Nuclear Reactors. Second Edition, Woodhead Publishing, ELSEVIER, Cambridge/Kidlington, 1079 Seiten, Seiten 134, 135, 147, 159, 241, 242, 266, 267, 466, 468, 487, 492-498, 498-500, 957, 1015, 1016, 1020, 1022, 1031
- [L33] NEA (2015): Perspectives on the Use of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle Extended Summary, Boulogne-Billancourt 135 Seiten, Seiten 31, 70
<https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/46/066/46066594.pdf?r=1>
 (07.09.2023)
- [L34] Ziegler, A., Allelein, HJ. (2013). Kernspaltung. In: Ziegler, A., Allelein, HJ. (eds) Reaktortechnik. Springer, Berlin, Heidelberg.
https://doi.org/10.1007/978-3-642-33846-5_3
- [L35] Pistner, C. et al. (2023): BASE – FORSCHUNGSBERICHTE ZUR SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG. Analyse und Bewertung des Entwicklungsstands, der Sicherheit und des regulatorischen Rahmens für sogenannte neuartige Reaktorkonzepte. Zwischenbericht zu AP-1 und -2. Vorhaben 4721F50501, Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE), Berlin, 448 Seiten, Seiten 206, 207, 208, 236, 361, 362, 363
https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/berichte/kt/zwischenbericht-gutachten-sogenannte-neuartige-reaktorkonzepte.pdf?__blob=publicationFile&v=4
- [L36] Schneider, M. (2023): The World Nuclear Industry Status Report 2023, Paris, 549 Seiten, Seiten 31, 323
<https://www.worldnuclearreport.org/IMG/pdf/wnisr2023-v3-hr.pdf>

Informationen per E-Mail

- [E1] E-Mail am 29.06.2023 von Fione den Outer, Unternehmen THORIZON

Internet

- [I1] <https://www.gen-4.org/gif/> (11.05.2023)
- [I2] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9362/vhtr (11.05.2023)
- [I3] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9360/scwr (11.05.2023)

- [I4] **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.**https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_43130/use-of-thorium-in-the-nuclear-fuel-cycle (11.05.2023)
- [I5] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=873> (12.05.2023)
- [I6] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=860> (12.05.2023)
- [I7] <https://www.derstandard.at/story/2000143679442/17-9-milliarden-euro-verlust-franzoesischer-stromkonzern-edf-schreibt-historisch> (12.05.2023)
- [I8] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=1073> (12.05.2023)
- [I9] <https://www.finanzen.net/nachricht/aktien/hoehere-kosten-edf-muss-fuer-kernkraftwerk-hinkley-point-tiefer-in-die-tasche-greifen-edf-aktie-legt-zu-11373432> (12.05.2023)
- [I10] <https://aris.iaea.org/PDF/AP1000.pdf> (12.05.2023)
- [I11] https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/42/026/42026956.pdf (12.05.2023)
- [I12] https://www.washingtonpost.com/business/economy/westinghouse-files-for-bankruptcy-in-a-blow-to-nuclear-power-industry/2017/03/29/4a64b6f2-1338-11e7-833c-503e1f6394c9_story.html (12.05.2023)
- [I13] <https://www.ft.com/content/46df2aa9-0963-47a6-881c-f715a18a8527> (15.05.2023)
- [I14] <http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/INPRO/Files/2010-Feb-DF-WS/15-Teller.pdf> (12.05.2023)
- [I15] <https://www.westinghousenuclear.com/energy-systems/ap1000-pwr>
sowie
https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/42/026/42026956.pdf (12.05.2023)
- [I16] <https://digitaleditions.nuclearplantjournal.com/JA18/22/#zoom=z> (12.05.2023)
- [I17] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=1042> (12.05.2023)
- [I18] <https://www.youtube.com/watch?v=Km6kqyX900> (17.05.2023)
- [I19] <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/thorium.aspx> (17.05.2023)
- [I20] <http://www.thtr.de/technik-hte.htm> (17.05.2023)
- [I21] https://industriemuseum.lvr.de/de/sammlung/sammlung_entdecken/energie_antrieb/graphitkugeln/Graphitkugel_des_THTR_Hamm.html (17.05.2023)
- [I22] https://www.chemie-schule.de/KnowHow/Kernkraftwerk_THTR-300?utm_content=cmp-true (17.05.2023)
- [I23] https://www.ren21.net/wp-content/uploads/2019/05/REN21_GSR2022_Master-Presentation.pdf (16.05.2023)
- [I24] <https://www.bp.com/content/dam/bp/business-sites/en/global/corporate/pdfs/energy-economics/statistical-review/bp-stats-review-2022-full-report.pdf> (16.05.2023)
- [I25] <https://www.bp.com/content/dam/bp/business-sites/en/global/corporate/pdfs/energy-economics/statistical-review/bp-stats-review-2022-full-report.pdf> (16.05.2023)

- [I26] <https://www.iea.org/reports/renewable-electricity> (16.05.2023)
- [I27] <https://www.stat.fi/en/publication/cku28dfkw805d0b9922uxoyep> (16.05.2023)
- [I28] <https://www.statista.com/statistics/1025497/distribution-of-electricity-production-in-norway-by-source/> (16.05.2023)
- [I29] <https://www.enerdata.net/estore/energy-market/sweden/> (16.05.2023)
- [I30] <https://www.enerdata.net/estore/energy-market/france/> (17.05.2023)
- [I31] <https://www.statista.com/statistics/884559/south-korea-electricity-generation-by-energy-source/> (17.05.2023)
- [I32] <https://aris.iaea.org/PDF/HTR-PM.pdf> (15.05.2023)
- [I33] <https://aris.iaea.org/PDF/IPHWR-700.pdf> (15.05.2023)
- [I34] <https://aris.iaea.org/PDF/BREST-OD-300.pdf> (15.05.2023)
- [I35] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=1055> (19.05.2023)
- [I36] <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx> (22.05.2025)
- [I37] https://www.energy-charts.info/charts/power/chart.htm?l=de&c=FR&interval=year&year=2021&source=nuclear_unit (22.05.2023)
- [I38] https://www.energy-charts.info/charts/import_export/chart.htm?l=de&c=FR&year=2021 (22.05.2023)
- [I39] https://www.energy-charts.info/charts/import_export/chart.htm?l=de&c=FR&year=2021&interval=month&month=11 (22.05.2023)
- sowie
- https://www.energy-charts.info/charts/import_export/chart.htm?l=de&c=FR&year=2021&interval=month&month=12 (22.05.2023)
- [I40] https://www.energy-charts.info/charts/import_export/chart.htm?l=de&c=FR&year=2022&interval=month&month=12 (22.05.2023)
- [I41] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9365/pr-pp (23.05.2023)
- [I42] https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1500_CD_Web/htm/pdf/topic5/5S01_D.%20D%20elmastro.pdf (30.05.2023)
- [I43] [https://aris.iaea.org/PDF/VVER-1000\(V-466B\).pdf](https://aris.iaea.org/PDF/VVER-1000(V-466B).pdf) (31.05.2023)
- [I44] <https://aris.iaea.org/Publications/SMR-booklet.pdf> (31.05.2023)
- [I45] <https://aris.iaea.org/PDF/CFR-600.pdf> (31.05.2023)
- [I46] <https://aris.iaea.org/PDF/BN-1200.pdf> (31.05.2023)
- [I47] https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/33/011/33011199.pdf?r=1 (01.06.2023)
- [I48] <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SupplementaryMaterials/Pub1665Vol2Web.pdf> (01.06.2023)

- [I49] <https://www.rosenergoatom.ru/en/npp/beloyarsk-npp/> (01.06.2023)
- [I50] https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/39/079/39079710.pdf
(01.06.2023)
- [I51] <https://aris.iaea.org/sites/SFR.html> (06.06.2023)
- [I52] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=ZA>
(09.06.2023)
- [I53] <https://www.nrwdi.org.za/vaalputs.html> (09.06.2023)
- [I54] https://issuu.com/johna.shanahan/docs/220908_html-100_small_modular_reactor_system_-_str (13.06.2023)
- [I55] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>
(14.06.2023)
- [I56] <https://www.copenhagenatomics.com/potential/> (15.06.2023)
- [I57] <https://orf.at/stories/3317849/> (15.06.2023)
- [I58] <https://www.thepresidency.gov.za/download/file/fid/2649> (15.06.2023)
- [I59] <https://www.lazard.com/research-insights/2023-levelized-cost-of-energyplus/>
(15.06.2023)
- [I60] https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1105_prn.pdf (26.06.2023)
- [I61] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=357>
(26.06.2023)
- [I62] <https://www.thorizon.com/#collapse-1-2377> (27.06.2023)
- [I63] <https://www.thorizon.com/#collapse-1-2381> (27.06.2023)
- [I64] <https://www.thorizon.com/#collapse-1-2379> (27.06.2023)
- [I65] <https://www.thorizon.com/#collapse-1-2383> (27.06.2023)
- [I66] <https://www.thorizon.com/#collapse-1-2385> (27.06.2023)
- [I67] <https://www.thorizon.com/#collapse-1-2392> (27.06.2023)
- [I68] <https://www.thorizon.com/technology/how/> (27.06.2023)
- [I69] <https://www.covra.nl/en/veelgestelde-vragen/geological-disposal/> (27.06.2023)
- [I70] https://www.endlagersuche-infoplattform.de/webs/Endlagersuche/DE/Radioaktiver-Abfall/Loesungen-anderer-Laender/loesungen-anderer-laender_node.html
(27.06.2023)
- [I71] <https://www.mimosa-euratom.eu/consortium/> (28.06.2023)
sowie
<https://www.mimosa-euratom.eu/> (28.06.2023)
- [I72] <https://www.thorizon.com/> (29.06.2023)
- [I73] https://en.cnn.com.cn/2022-08/10/c_796264.htm (03.07.2023)
sowie
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-molten-salt-reactor-cleared-for-start-up> (03.07.2023)
- [I74] <https://en.cnn.com.cn/search.html?searchText=smTMSR-400+> (03.07.2023)
- [I75] <https://flibe.com/energy/> (05.07.2023)
- [I76] <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-fuel-cycle.aspx> (06.07.2023)

- [I77] <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/usa-nuclear-fuel-cycle.aspx> (06.07.2023)
- [I78] <https://www.nrc.gov/waste/hlw-disposal.html> (06.07.2023)
- [I79] <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (23.08.2023)
sowie
<https://aris.iaea.org/sites/general.html> (23.08.2023)
sowie
<https://aris.iaea.org/sites/Characteristics.html> (23.08.2023)
- [I80] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=IN>
(24.08.2023)
- [I81] <https://aris.iaea.org/PDF/AHWR.pdf> (23.08.2023)
- [I82] <https://www.barc.gov.in/randd/ahwr.html> (23.08.2023)
- [I83] <https://www.world-nuclear.org/information-library/index.aspx?atozscroll=A>
(24.08.2023)
- [I84] <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/india.aspx> (24.08.2023)
- [I85] <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (28.08.2023)
- [I86] <http://www.candu.org/SitePages/Home.aspx> (28.09.2023)
- [I87] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=CA>
(28.08.2023)
- [I88] <https://aris.iaea.org/sites/general.html> (28.08.2023)
- [I89] <https://aris.iaea.org/PDF/ACR-1000.pdf> (28.08.2023)
- [I90] <https://aris.iaea.org/PDF/EC6.pdf> (28.08.2023)
- [I91] <https://www.aecl.ca/?s=ACR-1000> (31.08.2023)
sowie
<https://www.aecl.ca/?s=EC6> (31.08.2023)
- [I92] <https://cna.ca/reactors-and-smrs/how-a-nuclear-reactorworks/> (31.08.2023)
- [I93] <https://cna.ca/?s=ACR-1000> (31.08.2023)
sowie
<https://cna.ca/2012/02/06/nuclear-in-the-oil-sands-building-on-canadas-strengths/>
(31.08.2023)
sowie
<https://cna.ca/?s=EC6> (31.08.2023)
- [I94] http://www.candu.org/_layouts/15/osssearchresults.aspx?u=http%3A%2F%2Fwww%2Ecandu%2Eorg&k=ACR%2D1000 (31.08.2023)
sowie
http://www.candu.org/_layouts/15/osssearchresults.aspx?u=http%3A%2F%2Fwww%2Ecandu%2Eorg&k=EC6 (31.08.2023)
- [I95] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/canada-nuclear-power.aspx> (31.08.2023)
- [I96] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=CN>
(31.08.2023)
- [I97] <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (31.08.2023)

- [I98] https://inis.iaea.org/search/search.aspx?search-option=everywhere&orig_q=ACR-1000%20Reactor
sowie
https://inis.iaea.org/search/search.aspx?search-option=everywhere&orig_q=EC6
(31.08.2023)
- [I99] <https://www.westinghousenuclear.com/canada/search-results/search/acr?search=acr-100>
sowie
<https://www.westinghousenuclear.com/canada/search-results/search/acr?search=EC6> (31.08.2023)
- [I100] <https://www.snclavalin.com/en/markets-and-services/markets/nuclear> (31.08.2023)
- [I101] <https://www.snclavalin.com/en/site-services/search-results#queryType=Exact&keywordtracking=1&q=ACR-100&sort=score%20desc>
(31.08.2023)
- [I102] <https://www.snclavalin.com/en/site-services/search-results#queryType=Exact&keywordtracking=1&q=EC6&sort=score%20desc>
(31.08.2023)
- [I103] <https://www.snclavalin.com/~media/Files/S/SNC-Lavalin/download-centre/en/brochure/afcr-technical-summary-en.pdf> (01.09.2023)
- [I104] https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:50007371 (01.09.2023)
- [I105] <https://www.snclavalin.com/en/site-services/search-results#queryType=Exact&keywordtracking=1&q=AFCR&sort=score%20desc>
(04.09.2023)
- [I106] <https://www.snclavalin.com/en/media/press-releases/2016/22-09-2016> (04.09.2023)
- [I107] <https://www.snclavalin.com/~media/Files/S/SNC-Lavalin/download-centre/en/brochure/afcr-technical-summary-en.pdf> (04.09.2023)
- [I108] <https://www.nwmo.ca/Canadas-Plan> (31.08.2023)
- [I109] <https://www.nwmo.ca/Canadas-used-nuclear-fuel/How-Is-It-Stored-Today>
(31.08.2023)
- [I110] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=IN>
(05.09.2023)
- [I111] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=986>
sowie
<https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=987>
sowie
<https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=298>
sowie
<https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=299>
sowie
<https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=300>
sowie
<https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=301>
(05.09.2023)

- [I112] https://www.npcil.nic.in/content/321_1_OperatingPerformance.aspx (05.09.2023)
- [I113] https://www.npcil.nic.in/writereaddata/CMS/202212140133183171845_KAPP_3_4_english.pdf (05.09.2023)
- [I114] https://www.npcil.nic.in/content/151_1_OperatingPerformance.aspx
sowie
https://www.npcil.nic.in/content/253_1_OperatingPerformance.aspx
sowie
https://www.npcil.nic.in/writereaddata/CMS/202212140136279797374RAPP_7_8_english.pdf (05.09.2023)
- [I115] https://www.npcil.nic.in/content/466_2_FAQ.aspx (05.09.2023)
- [I116] <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=859>
(05.09.2023)
- [I117] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/india.aspx>
(05.09.2023)
- [I118] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/india.aspx>
(06.09.2023)
- [I119] <https://bhavini.nic.in/Userpages/ViewProject.aspx> (06.09.2023)
- [I120] <https://bhavini.nic.in/writereaddata/Publications/39.pdf> (06.09.2023)
- [I121] https://inis.iaea.org/search/search.aspx?search-option=everywhere&orig_q=PFBR
(06.09.2023)
- [I122] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9359/msr (07.09.2023)
- [I123] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40486/technology-systems (07.09.2023)
- [I124] <https://aris.iaea.org/sites/general.html> (07.09.2023)
- [I125] <https://aris.iaea.org/sites/Characteristics.html> (07.09.2023)
- [I126] <https://aris.iaea.org/PDF/MSFR.pdf> (07.09.2023)
- [I127] <https://www.barc.gov.in/randd/artnp.html> (07.09.2023)
- [I128] <https://www.bundestag.de/resource/blob/803686/9029c1122daec9568e97bd6b32fdd019/WD-8-049-20-pdf-data.pdf>
sowie
https://dsa.no/publikasjo-ner/_/attachment/download/f10a3ea8-f09c-4744-8843-28c0c18a9025:f89208e5e3122d2d84ebf49beb4a2b62a60cbffc/StralevernRapport_10_2008.pdf (08.09.2023)
- [I129] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9360/scwr (11.09.2023)
- [I130] <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (11.09.2023)
- [I131] <https://aris.iaea.org/sites/general.html> (11.09.2023)
- [I132] <https://aris.iaea.org/sites/general.html> (11.09.2023)
- [I133] <https://aris.iaea.org/PDF/CSR1000.pdf> (11.09.2023)
- [I134] <https://www.npic.ac.cn/> (11.09.2023)
- [I135] <https://aris.iaea.org/PDF/HP-LWR.pdf> (11.09.2023)
- [I136] <https://www.hplwr.eu/> (11.09.2023)
- [I137] <https://aris.iaea.org/PDF/JSCWR.pdf> (11.09.2023)
- [I138] <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (12.09.2023)
- [I139] <https://www.cnl.ca/?s=SCWR>

- sowie
<https://www.cnl.ca/?s=supercritical%20water%20reactor> (12.09.2023)
- [I140] <https://cna.ca/?s=SCWR>
sowie
<https://cna.ca/?s=Supercritical+water+reactor> (12.09.2023)
- [I141] <https://www.cns-snc.ca/?s=SCWR>
sowie
<https://www.cns-snc.ca/?s=Supercritical+Water-Cooled+Reactors> (12.09.2023)
- [I142] <https://www.aecl.ca/?s=SCWR>
sowie
<https://www.aecl.ca/?s=supercritical+water+reactor> (12.09.2023)
- [I143] <https://world-nuclear.org/information-library/index.aspx?atozscroll=S> (12.09.2023)
- [I144] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx> (12.09.2023)
- [I145] <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (12.09.2023)
- [I146] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-fuel-cycle.aspx> (12.09.2023)
- [I147] <https://en.cnn.com.cn/cnnproducts.html>
sowie
<https://en.cnn.com.cn/search.html?searchText=SCWR> (12.09.2023)
- [I148] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-power.aspx>
sowie
<https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-fuel-cycle.aspx> (12.09.2023)
- [I149] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/canada-nuclear-power.aspx>
sowie
<https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/canada-uranium.aspx> (12.09.2023)
- [I150] <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (15.09.2023)
- [I151] https://inis.iaea.org/search/search.aspx?prevps=10&orig_q=HTR-PM&lang=en-US&login=false&user=External&src=ics&sort=date:D:L:d1&sortorder=ascending&search-option=Everywhere&dnavs=inmeta:PublicationYear%3D2022&prevsi=10&num=30&start=0 (15.09.2023)
- [I152] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-power.aspx>
sowie
<https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-fuel-cycle.aspx> (18.09.2023)
- [I153] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/denmark.aspx> (18.09.2023)

- [I154] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-power.aspx>
sowie
<https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-fuel-cycle.aspx> (18.09.2023)
- [I155] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/netherlands.aspx> (18.09.2023)
- [I156] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/usa-nuclear-power.aspx>
sowie
<https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/usa-nuclear-fuel-cycle.aspx>
sowie
<https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/usa-nuclear-power-policy.aspx> (18.09.2023)
- [I157] https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_20497/high-temperature-gas-cooled-reactors
(19.09.2023)
- [I158] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9362/vhtr (20.09.2023)
- [I159] <https://en.wikipedia.org/wiki/File:Vhtr.gif> (20.09.2023)
- [I160] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9373/publications (20.09.2023)
- [I161] <https://aris.iaea.org/default.html> (20.09.2023)
- [I162] <https://aris.iaea.org/sites/general.html> (20.09.2023)
- [I163] <https://aris.iaea.org/PDF/PrismaticHTR.pdf> (21.09.2023)
- [I164] <https://ife.no/en/?s=Thorium> (21.09.2023)
- [I165] <http://thorenergy.no/> (21.09.2023)
- [I166] https://indico.cern.ch/event/222140/contributions/1528936/attachments/363152/505530/AREVA_Industrial_Prospect_and_Challenges_-_Van_Den_Durpel_-_ThEC13.pdf (21.09.2023)
- [I167] <https://www.solvay.com/sites/g/files/srpend221/files/2022-05/Solvay-AGM-2022-QA.pdf> (21.09.2023)
- [I168] <https://www.solvay.com/en/search?s=Thorium> (22.09.2023)
- [I169] <https://www.cnl.ca/cnl-to-create-the-worlds-first-finned-candu-fuel/> (22.09.2023)
- [I170] <https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-research-development-and-demonstration-programme-phase-b-competition>
sowie
<https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-research-development-and-demonstration-programme> (25.09.2023)
- [I171] <https://www.nuklearforum.ch/de/news/uk-advanced-modular-reactor-national-nuclear-laboratory-beteiligt-sich-zwei-projekten>
sowie
<https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-research-development-and-demonstration-programme> (25.09.2023)

- [I172] <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-fuel-cycle.aspx> (25.09.2023)
- [I173] <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (25.09.2023)
- [I174] <https://www.aecl.ca/?s=ACR-1000>
sowie
<https://www.atkinsrealis.com/en/projects#all/all/all/all> (28.09.2023)
- [I175] <https://www.energyintel.com/00000186-9f07-d045-afd6-bf273ef90000> (28.09.2023)
- [I176] <https://aris.iaea.org/sites/SMR.html> (29.09.2023)
- [I177] <https://energiestiftung.ch/zerfall-der-atomindustrie-in-europa> (09.10.2023)
- [I178] <https://de.statista.com/statistik/daten/studie/28692/umfrage/leistung-der-atomkraftwerke-weltweit/> (13.11.2023)
- [I179] https://mlz-garching.de/forschung/index.php?rex_media_type=content_noresize&rex_media_file=kernspaltung.jpg (02.11.2013)
- [I180] <https://www.base.bund.de/DE/themen/kt/kta-deutschland/neuartige-reaktorkonzepte/sogenannte-neuartige-reaktorkonzepte.html;jsessionid=0BD8741FF7CC1CC38B03B567D8297CFA.internet952#superkritischer-leichtwasserreaktor> (05.11.2023)
- [I181] <https://www.barc.gov.in/reactor/ahwr.pdf> (17.11.2023)
- [I182] <https://www.analytik.ethz.ch/vorlesungen/radiochemie/Reaktortypen.pdf> (17.11.2023)
- [I183] <https://www.bundestag.de/resource/blob/803686/9029c1122daec9568e97bd6b32fdd019/WD-8-049-20-pdf-data.pdf> (17.11.2023)
- [I184] <https://www.base.bund.de/DE/themen/kt/kta-deutschland/neuartige-reaktorkonzepte/sogenannte-neuartige-reaktorkonzepte.html;jsessionid=FF9039BF0F01865A8C2900F54892D2D0.internet952#salzschmelzreaktor> (17.11.2023)
- [I185] <https://www.base.bund.de/DE/themen/kt/kta-deutschland/kta-uebersicht/lwr/leichtwasserreaktoren.html> (05.11.2023)