



---

**Forschungszentrum Karlsruhe**  
in der Helmholtz-Gemeinschaft

---

**Wissenschaftliche Berichte**  
FZKA 6967

# **Was ist Generation IV?**

**T. Schulenberg**

Institut für Kern- und Energietechnik

**L. Behnke, J. Hofmeister, M. Löwenberg**

RWE Power AG

Februar 2004

# **Forschungszentrum Karlsruhe**

in der Helmholtz-Gemeinschaft

Wissenschaftliche Berichte

FZKA 6967

## **Was ist Generation IV?**

L. Behnke\*, J. Hofmeister\*, M. Löwenberg\*, T. Schulenberg

Institut für Kern- und Energietechnik

\*RWE Power AG

**Impressum der Print-Ausgabe:**

**Als Manuskript gedruckt  
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor**

**Forschungszentrum Karlsruhe GmbH  
Postfach 3640, 76021 Karlsruhe**

**Mitglied der Hermann von Helmholtz-Gemeinschaft  
Deutscher Forschungszentren (HGF)**

**ISSN 0947-8620**

## Zusammenfassung

Generation IV ist ein Rahmenprogramm für eine internationale Forschungskooperation zur Entwicklung der künftigen Generation von Kernenergiesystemen. Es wurde ursprünglich von 10 Nationen vereinbart: Argentinien, Brasilien, Kanada, Frankreich, Japan, Südkorea, Südafrika, Schweiz, das Vereinigte Königreich und den USA. Ziel ist, innerhalb der nächsten 15 bis 20 Jahre innovative Kernenergiesysteme zu entwickeln und zu unterstützen, um damit die wichtigsten Fragen des öffentlichen Interesses zu beantworten, nämlich Systeme mit einer erhöhten Sicherheit bereitzustellen, die ein Minimum an Abfall produzieren, die widerstandsfähig gegen die Proliferation von Spaltmaterial sind und die höchst wirtschaftlich sind. Im November 2002 entschied die Europäische Kommission, dass Euratom dem Generation IV International Forum beitreten sollte und beauftragte das Joint Research Centre, den Beitritt zu verhandeln. Am 30. Juli 2003 unterschrieb schließlich die Euratom den Zusammenarbeitsvertrag mit diesem internationalen Forum. Dieser Bericht informiert über Hintergründe, Ziele, Organisation und Inhalte dieser internationalen Forschungsinitiative.

## **What is Generation IV?**

### **Abstract**

Generation IV is a framework for international co-operation in research for a future generation of nuclear energy systems on which 10 countries originally agreed: Argentina, Brazil, Canada, France, Japan, the Republic of Korea, the Republic of South Africa, Switzerland, the United Kingdom and the United States. The objective is to support and develop, within a time frame of 15 to 20 years, innovative systems that should answer the main public concerns: to provide an enhanced safety and minimal waste for proliferation resistant and highly economical nuclear energy systems. In November 2002, the European Commission decided that Euratom should join the Generation IV International Forum and entrusted the Joint Research Centre with negotiation of this adhesion. On July 30, 2003, the European Atomic Energy Community (Euratom) finally joined this International Forum. This report informs about the background, objectives, organisation, and subject of this international research initiative.

## Inhaltsverzeichnis

Zusammenfassung .....	i
Abstract.....	ii
1 Einleitung .....	1
1.1 Ein Beitrag zur weltweiten Energieversorgung .....	1
1.2 Die Ziele des Generation IV Programms .....	1
1.2.1 Nachhaltige Kernenergieversorgung.....	1
1.2.2 Wettbewerbsfähige Kernenergie .....	2
1.2.3 Sichere und zuverlässige Systeme .....	2
1.2.4 Physikalischer Schutz und Proliferationsbarrieren .....	2
2 Organisation im internationalen Rahmen .....	3
2.1 Das Generation IV International Forum (GIF).....	3
2.2 Organisation des GIF .....	5
3 Die sechs ausgewählten Reaktorsysteme .....	7
3.1 Gasgekühlter, schneller Reaktor (Gas-Cooled Fast Reactor (GFR)).....	7
3.2 Bleigekühlter, schneller Reaktor (Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) System) .....	9
3.3 Salzschnmelze Reaktor System (Molten Salt Reactor System (MSR)).....	11
3.4 Natriumgekühlter, schneller Reaktor (Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) System )	14
3.5 Leichtwasserreaktor mit überkritischen Dampfzuständen (SCWR) .....	15
3.6 Höchsttemperaturreaktor (VHTR) .....	18
3.7 Querschnittsaufgaben .....	20
4 Der Euratom Beitrag zu GIF .....	22
5 Literatur.....	24

---

# 1 Einleitung

## 1.1 Ein Beitrag zur weltweiten Energieversorgung

Angesichts einer kontinuierlich wachsenden Bevölkerung der Erde sowie dem Bestreben der künftig 10 Milliarden Menschen nach besseren Lebensbedingungen, besteht heute kein Zweifel, dass die Nachfrage nach Energie in den nächsten Jahrzehnten weiter zunehmen wird. Eine Fortsetzung des künftigen globalen Energie-Mix wird sich jedoch schädlich auf unsere Umwelt, insbesondere auch auf die globale Erwärmung unserer Atmosphäre auswirken. Die Weltbevölkerung wird daher zunehmend eine sichere, saubere aber trotzdem wirtschaftliche Energieversorgung fordern. Kernenergie kann einen wichtigen Beitrag dazu liefern.

Weltweit sind heute 438 Kernkraftwerke in Betrieb. Sie liefern 16 % der Weltstromversorgung und damit den größten Anteil der CO<sub>2</sub>-freien Stromversorgung. Der Anstieg der Kernenergie in den letzten Jahrzehnten hat zweifellos den wichtigsten Beitrag zur Minderung des CO<sub>2</sub>-Problems geliefert. Um weiterhin von diesem Nutzen zu profitieren, werden künftig neue Kernenergiesysteme benötigt, sobald die heute vorhandenen ihr erwartetes Lebensalter erreicht haben. Dabei ist nicht nur an die Stromversorgung zu denken. Wasserstoff aus Kernenergie kann Benzin ersetzen und damit die Abhängigkeit von Erdöl begrenzen. Süßwasser ist heute schon rar in vielen Ländern. Mit Kernenergie lässt sich jedoch auch Meerwasser entsalzen. Um morgen derartige Systeme verfügbar zu haben, ist heute die Forschungs- und Entwicklungsarbeit zu leisten.

Viele Nationen, sowohl Industrieländer als auch Schwellenländer, sind daher überzeugt, dass eine vermehrte Nutzung der Kernenergie notwendig sein wird, um die Energieversorgung sicherzustellen. Sie haben sich deshalb zu einem neuen, weltweiten Forschungs- und Entwicklungsprogramm „Generation IV“ zusammengetan, um sich dieser Herausforderung zu stellen. Generation IV umfasst das gesamte System der Kernenergie, von der Urangewinnung bis zur Entsorgung, darunter natürlich auch Kernreaktoren und der nukleare Brennstoffkreislauf.

## 1.2 Die Ziele des Generation IV Programms

Die ehrgeizigen technischen Ziele des Kernenergieprogramms Generation IV lassen sich den folgenden vier politischen Zielen zuordnen:

- Nachhaltigkeit,
- Wirtschaftlichkeit,
- Sicherheit und Zuverlässigkeit sowie
- Proliferationsbarrieren und physikalischer Selbstschutz

Unter der Federführung des Department of Energy der USA entstand in 2002 unter dieser Zielsetzung ein Forschungs- und Entwicklungsprogramm, das in einer „Technology Roadmap“ [1] zusammengefasst wurde und das nachfolgend weiter erläutert werden soll.

### 1.2.1 Nachhaltige Kernenergieversorgung

Nachhaltigkeit bedeutet, Kernenergie heute derart zu nutzen, dass künftigen Generationen die Möglichkeit zur Nutzung der Kernenergie im gleichen Umfang wie heute erhalten bleibt. Darunter wird nicht nur die nachhaltige Nutzung der Uranressourcen verstanden, sondern

---

darüber hinaus auch ein entsprechend nachhaltiges Abfallmanagement. Bausteine dieses Konzepts sind:

- Sicherstellung der künftigen Brennstoffversorgung durch Rezyklierung des Brennstoffs und durch Konvertierung von  $^{238}\text{U}$  zu weiteren, neuen Brennstoffen.
- Schonung der Atmosphäre und der fossilen Brennstoffvorräte durch Kernenergie und durch nuklear erzeugten Wasserstoff.
- Eine wesentliche Reduktion des Abfalls und seiner Nachzerfallswärme derart, dass die heute vorhandenen Endlagerkapazitäten noch viele Jahre lang genutzt werden können.
- Eine signifikante Reduzierung der Halbwertszeit und der Toxizität der radioaktiven Abfälle derart, dass für eine Langzeitsicherheit der Endlager (>1000 Jahre) keine besonderen Maßnahmen erforderlich sein werden.

### 1.2.2 Wettbewerbsfähige Kernenergie

Die wirtschaftlichen Ziele des Programms beinhalten sowohl wettbewerbsfähige Kosten als auch eine Minimierung der finanziellen Risiken der Kernenergie. Dazu gehören:

- Wettbewerbsfähige Stromentstehungskosten künftiger Kernkraftwerke und ein wirtschaftlicher Brennstoffkreislauf durch Erhöhung des Wirkungsgrads, durch konstruktive Vereinfachungen und durch eine Optimierung der Anlagengröße.
- Reduzierung der wirtschaftlichen Risiken kerntechnischer Anlagen durch innovative Herstellverfahren und modulare Konstruktionsweisen.
- Kombination der nuklearen Stromerzeugung mit einer Wasserstofferzeugung, einer Meerwasserentsalzung, einer Fernwärmeauskopplung oder anderer Energieformen soweit benötigt.

### 1.2.3 Sichere und zuverlässige Systeme

Die Sicherheit und Zuverlässigkeit künftiger Kernenergiesysteme hat hohe Priorität in diesem Programm. Dazu gehören der sichere und zuverlässige Betrieb der Anlagen, ein verbessertes Unfallmanagement, Minimierung der Unfallfolgen, Gebäudeschutz und Konzepte, die Schutzmaßnahmen außerhalb der Anlage nicht weiter benötigen. Diese Ziele sollen technisch erreicht werden durch:

- Vermehrte Nutzung von Konzepten mit inhärenten Sicherheitseigenschaften, einer robusten Konstruktion und durch Sicherheitskonzepte, die auch Fachfremden verständlich sind.
- Darüber hinaus soll das öffentliche Vertrauen in die Sicherheit der Kernenergie verbessert werden.

### 1.2.4 Physikalischer Schutz und Proliferationsbarrieren

Terroristische Angriffe bisher unbekanntes Ausmaßes waren der Anlass für dieses weitere Forschungs- und Entwicklungsziel. Ein verbesserter Schutz der kerntechnischen Anlagen als auch eine Gewährleistung, dass Spaltmaterial nicht zu militärischen oder terroristischen Zwecken weiterverbreitet und missbraucht werden kann, soll erreicht werden durch

- Konstruktive und konzeptionelle Maßnahmen, die eine Entwendung und Weiterverbreitung von Spaltmaterial erschweren.
- Schutz der Anlage vor terroristischen Angriffen durch eine solide Gebäudekonstruktion.



---

Zur Erreichung dieser gemeinsamen Ziele gibt es in den Mitgliedsstaaten des Generation IV Programms durchaus unterschiedliche Lösungsansätze. Die meisten Länder bevorzugen eine direkte Entsorgung des abgebrannten Brennstoffs. Geologische Endlager wie Yucca Mountain in den USA oder Endlager in Schweden und Finnland sind gute Beispiele für die Machbarkeit der direkten Entsorgung. Aber auch hier sind die Endlager endlich groß und eine Wiederverwertung des Abfalls durch einen geschlossenen Brennstoffkreislauf erscheint auf lange Sicht unumgänglich.

Eine Wiederaufarbeitung des Brennstoffs, bei der Uran und Plutonium abgetrennt werden um weiteren Brennstoff zu produzieren, erspart weiteren Uranabbau und eine Anreicherung des Urans. Eine Wiederaufarbeitung derart, dass Plutonium nicht separat abgetrennt wird, wie es vor allem in den USA favorisiert wird, kann dagegen das Risiko minimieren, dass Plutonium zu terroristischen Zwecken entwendet wird. Auch wenn die Wiederaufarbeitung in manchen Ländern noch als unwirtschaftlich angesehen wird, solange die Uranpreise weiterhin niedrig sind, besteht jedoch auch dort Interesse an einer Wiederaufarbeitung, vor allem um den Abfall in eine Form zu bringen, die gut endlagerfähig ist.

Auch der wirtschaftliche Nutzen der Kernenergie wird in den einzelnen Ländern unterschiedlich gesehen. In vielen Ländern ist Kernenergie heute schon preisgünstiger als die Verstromung von Kohle, Öl oder Erdgas. Aber auch dort werden sich künftige Anlagen weiterhin diesem Wettbewerb stellen müssen. Deshalb sind erhebliche Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen geplant, die Anlagenkosten künftiger Kernkraftwerke zu minimieren als auch um die Bauzeiten zu reduzieren.

Die Mitgliedsstaaten des Generation IV Programms sind ausnahmslos Staaten, die heute schon die Kernenergie nutzen. Die „Technology Roadmap“ wie auch spätere Ergebnisse des Programms sind über das Internet als auch in internationalen Konferenzen öffentlich zugänglich, um das Vertrauen der Öffentlichkeit in dieses Programm zu erhalten.

## **2 Organisation im internationalen Rahmen**

### **2.1 Das Generation IV International Forum (GIF)**

Das Forschungs- und Entwicklungsprogramm „Generation IV“ ist eine Initiative von 10 Staaten: Argentinien, Brasilien, Kanada, Frankreich, Japan, Südkorea, Südafrika, Schweiz, das Vereinigte Königreich und die Vereinigten Staaten, die sich in 2000 auf einen Rahmen zur internationalen Zusammenarbeit in der Kerntechnik einigten. Unter der Generation I werden die frühen Prototyp-Reaktoren der 50er und 60er Jahre verstanden. Generation II bilden die großen, kommerziellen Reaktoren seit den 70er Jahren, die heute noch in Betrieb sind. Generation III werden die fortschrittlichen Reaktoren genannt, die derzeit in neuen Projekten angeboten werden. Sie zeichnen sich vor allem durch verbesserte Sicherheitseigenschaften aus, sowie durch eine höhere Wirtschaftlichkeit. Es wird erwartet, dass diese Reaktoren noch bis etwa 2030 gebaut werden. Die Generation IV sind folglich Reaktoren, oder besser Kernenergiesysteme, die erst nach 2030 benötigt werden und die sich erheblich von der Generation III unterscheiden.

Zur Ausarbeitung und Umsetzung des Programms schlossen sich die 10 oben genannten Länder zu einem Generation IV International Forum (GIF) zusammen, mit dem Ziel Kernenergiesysteme der künftigen Generation zu entwickeln, die genehmigt, gebaut und betrieben werden können und die wettbewerbsfähige und zuverlässige Energieprodukte liefern können. Sie sollen künftige Anforderungen an Sicherheit, Entsorgung, Proliferation und öffentliche Akzeptanz hinreichend erfüllen. Ziel ist, diese Kernenergiesysteme der Generation IV bis 2030 verfügbar zu haben, wenn die derzeit laufenden Reaktoren voraussichtlich das Ende ihrer Betriebsgenehmigung erreicht haben werden.

---

## GIF evaluierte geeignete Forschungs- und Entwicklungsprojekte

In 2000 begannen diese Staaten zunächst, den Forschungsbedarf zu definieren, der zur Unterstützung künftiger Reaktoren notwendig sein wird. Sie formulierten die Entwicklungsziele als 8 Kriterien (mit zahlreichen Unterkriterien), die den eingangs genannten politischen Zielen entsprechen. Diese sind:

- Nachhaltigkeit 1: Generation IV Kernenergiesysteme sollen Energie nachhaltig erzeugen. Sie sollen das Ziel einer sauberen Luft erfüllen und eine Langzeitverfügbarkeit der Systeme sowie eine effektive Brennstoffnutzung für die weltweite Energieproduktion ermöglichen.
- Nachhaltigkeit 2: Generation IV Kernenergiesysteme sollen den nuklearen Abfall minimieren und entsorgen, insbesondere die Langzeit-Radiotoxizität reduzieren und dadurch den Schutz von Menschen und Umwelt verbessern.
- Wirtschaftlichkeit 1: Generation IV Kernenergiesysteme sollen einen klaren Kostenvorteil gegenüber anderen Energiequellen haben.
- Wirtschaftlichkeit 2: Generation IV Kernenergiesysteme sollen lediglich ein finanzielles Risiko vergleichbar dem anderer Energieprojekte haben.
- Sicherheit und Zuverlässigkeit 1: Generation IV Kernenergiesysteme sollen bei Betrieb besser sein bezüglich ihrer Sicherheit und Zuverlässigkeit als heutige Anlagen.
- Sicherheit und Zuverlässigkeit 2: Generation IV Kernenergiesysteme sollen eine sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeit und geringe Konsequenzen eines Kernschadens haben.
- Sicherheit und Zuverlässigkeit 3: Notfall-Schutzmaßnahmen außerhalb der Anlagen sollen nicht erforderlich sein.
- Physikalischer Schutz und Proliferationsbarrieren: In Generation IV Kernenergiesystemen soll sichergestellt sein, dass die Entwendung von waffenfähigem Spaltmaterial sehr unattraktiv und nicht erstrebenswert ist. Die Kernenergiesysteme sollen besser geschützt sein gegenüber terroristischen Angriffen.

Im nächsten Schritt wurde eine weltweite Umfrage gestartet, Vorschläge zu unterbreiten, welche künftigen Kernenergiesysteme diese Ziele erfüllen könnten. Nahezu 100 Konzepte und Ideen aus etwa einem Dutzend Ländern wurden als Antwort auf diese Umfrage eingereicht. Zur Auswertung der Umfrage wurden technische Arbeitsgruppen aus allen 10 Mitgliedsländern gebildet. Beteiligt waren ferner die Nuclear Energy Agency der OECD, die Europäische Kommission und die IAEA. Nach einem umfangreichen Evaluationsverfahren wurden schließlich im Juli 2002 die folgenden 6 Kernenergiesysteme durch das GIF ausgewählt:

- Gasgekühlte schnelle Reaktorsysteme
- Bleigekühlte schnelle Reaktorsysteme
- Salzschnmelze Reaktorsysteme
- Natriumgekühlte Reaktorsysteme
- Wassergekühlte Reaktorsysteme mit überkritischen Dampfzuständen
- Gasgekühlte Höchsttemperatur-Reaktorsysteme

Einzelheiten zu diesen Kernenergiesystemen werden in den nachfolgenden Kapiteln weiter erläutert. Die Auswahl berücksichtigt nicht nur das Potential hinsichtlich der genannten Ziele, sondern auch die Realisierbarkeit bis 2030 sowie die nationalen Interessen der Mitgliedsstaaten. Die Auswahl soll die internationalen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten

in den kommenden 15-20 Jahren fokussieren. Sie dient als Grundlage für nationale und internationale FuE-Programme, wobei sich voraussichtlich jedes Mitgliedsland auf eine Teilmenge der ausgewählten Systeme beschränken wird.

Im Dezember 2002 veröffentlichte daraufhin das US Department of Energy die „Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems“ [1], die heute eine wesentliche Grundlage für diesen Bericht ist.

Im Juli 2003 unterschrieb die Euratom als 11. Mitglied den Vertrag zur Zusammenarbeit in GIF und ermöglichte somit allen Euratom-Mitgliedern die Mitarbeit und den Nutzen an diesem Forum. Auf Basis der genannten Roadmap werden derzeit in allen Mitgliedsländern FuE-Programme erarbeitet, um die Ziele zu verwirklichen.

## 2.2 Organisation des GIF

Zur Umsetzung des FuE-Programms wurde bzw. wird derzeit die in Abb. 1 dargestellte Organisation aufgebaut: Das oberste Führungsgremium ist die GIF Policy Group. Jedes Mitgliedsland ernennt bis zu zwei Vertreter in diese Policy Group, von denen jedoch nur einer stimmberechtigt ist. Den Vorsitz dieser Policy Group hat derzeit William Magwood, DOE, USA. Sein Vertreter ist Jacques Bouchard, CEA, Frankreich. Euratom wird in der Policy Group vertreten durch Roland Schenkel, JRC, und Pablo Fernandez-Ruiz, EC. Weitere Teilnehmer können als Beobachter ernannt werden, darunter auch Vertreter der IAEA und der OECD-NEA.

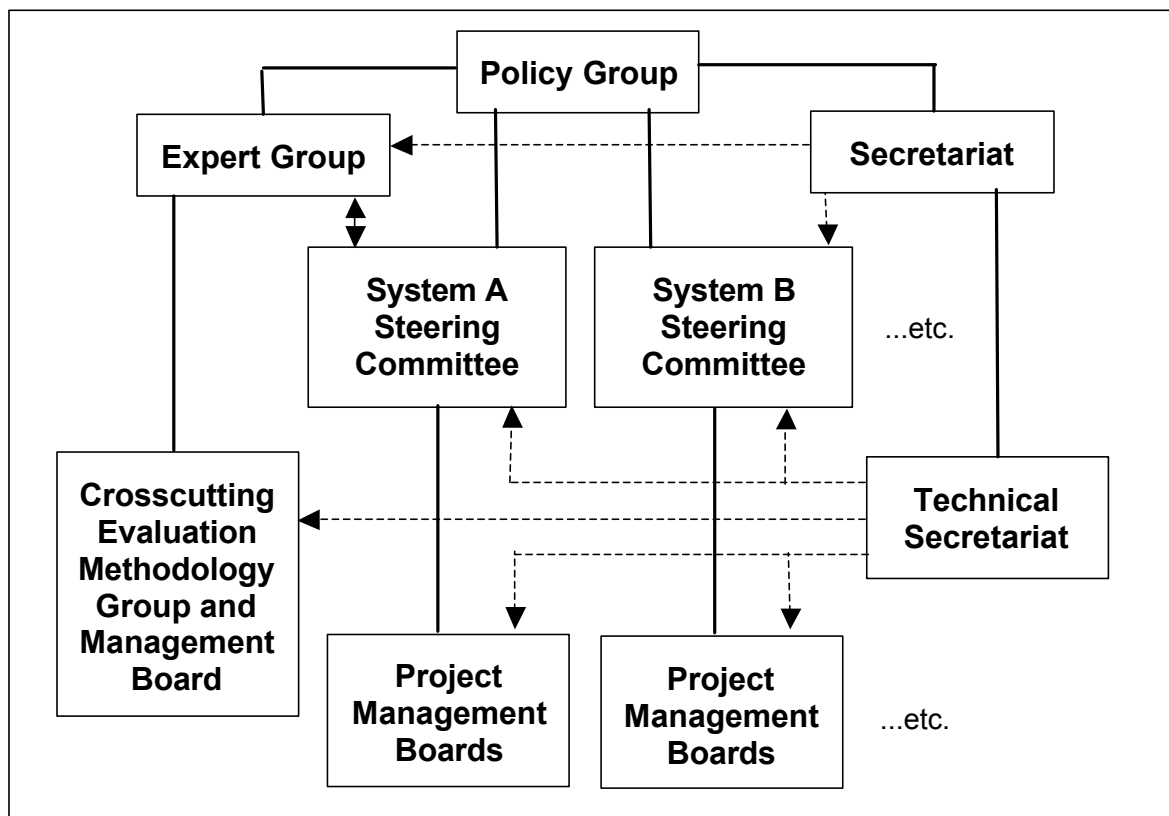


Abbildung 1 Organisation des Generation IV International Forum (GIF)

Die Policy Group wird einerseits unterstützt durch eine technische Expertengruppe (Expert Group), die die individuellen Entwicklungsprogramme der einzelnen Kernenergiesysteme harmonisieren soll und andererseits darauf achtet, dass diese Programme konform sind mit den Vorgaben der Policy Group. Die Expertengruppe besteht ebenfalls aus bis zu zwei

---

Vertretern aus jedem Mitgliedsland. Euratom wird durch Pierre Frigola und Hans Forsström vertreten. Zum anderen wird die Policy Group durch ein Sekretariat unterstützt, das von der Policy Group eingerichtet wird und das darüber hinaus auch die Expertengruppe und die Lenkungsausschüsse der einzelnen Kernenergiesysteme unterstützt. Der technische Leiter dieses Sekretariats ist gleichzeitig Vorsitzender der Expertengruppe. Derzeit nimmt Ralph Bennet, INEEL, USA diese Aufgabe wahr.

Die Lenkungsausschüsse (Systems Steering Committees) leiten jeweils die FuE-Aktivitäten eines der 6 ausgewählten Kernenergiesysteme. Sie strukturieren die FuE-Programme in Einzelprojekte, die wiederum jeweils von einem Projektleitungsgremium (Project Management Board) geführt werden. Sowohl die Lenkungsausschüsse als auch die Projektleitungsgremien setzen sich international zusammen aus Vertretern derjenigen Mitgliedsländer, die sich an der Entwicklung der jeweiligen Systeme beteiligen. Darüber hinaus sind Führungsgremien für Querschnittsaufgaben geplant (Crosscutting Evaluation Methodology Groups and Management Board).

Den Vorsitz der jeweiligen Lenkungsausschüsse haben zur Zeit die folgenden Mitgliedsländer übernommen:

- Gasgekühlte schnelle Reaktorsysteme USA
- Bleigekühlte schnelle Reaktorsysteme (?)
- Natriumgekühlte schnelle Reaktorsysteme Japan
- Wassergekühlte Reaktorsysteme mit überkritischen Dampfzuständen Kanada
- Gasgekühlte Höchsttemperatur Reaktorsysteme Frankreich

Der Lenkungsausschuss zu Salzschnmelze-Reaktorsystemen wird derzeit erst eingerichtet.

Nachfolgend werden diese Kernenergiesysteme und die anvisierten Forschungs- und Entwicklungsprogramme genauer erläutert.

# 3 Die sechs ausgewählten Reaktorsysteme

## 3.1 Gasgekühlter, schneller Reaktor (Gas-Cooled Fast Reactor (GFR))

Das GFR System besteht aus einem heliumgekühlten Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum und einem geschlossenen Brennstoffkreislauf. Ein Anlagenschema ist in Abbildung 3.1 zu sehen. Wie bei anderen innovativen, gasgekühlten Reaktoren, z.B. dem GT-MHR und dem PBMR, ermöglicht die hohe Austrittstemperatur des Kühlmittels Heliums, elektrische Energie, Wasserstoff oder Prozesswärme mit hoher Umwandlungseffizienz anbieten zu können. Der GFR verwendet eine Heliumturbine im Direktkreislauf eines rekuperativen, zwischengekühlten Braytonprozesses, wie in Abb. 3.1 skizziert. Wesentliches Ziel dieses schnellen Reaktors ist, ebenso viel neuen Spaltstoff zu erbrüten wie er verbraucht, um den Brennstoff damit um mehr als zwei Größenordnungen besser auszunutzen als heutige thermische Reaktoren.

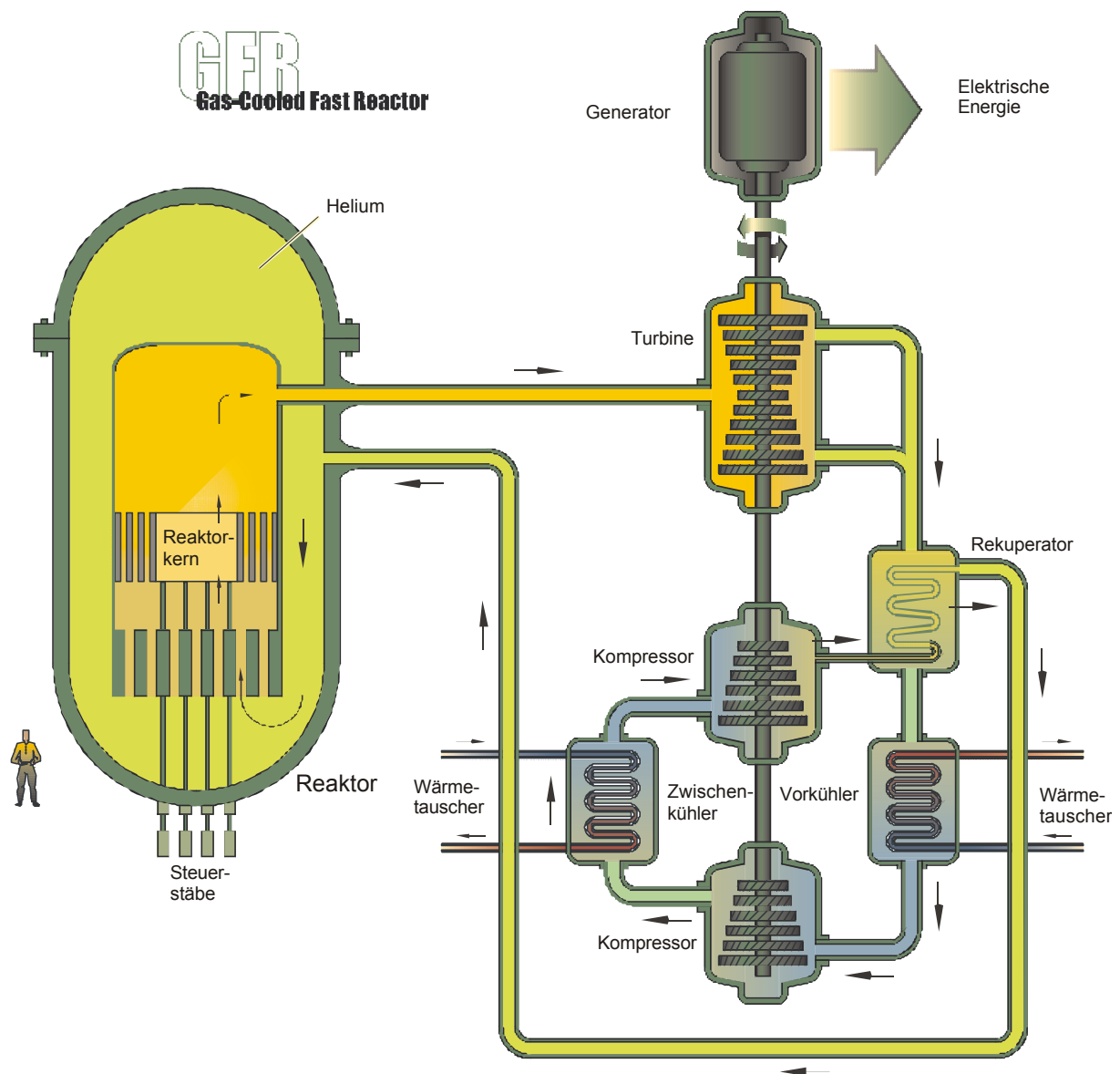


Abbildung 3.1 Schema des gasgekühlten, schnellen Reaktors

Darüber hinaus soll das schnelle Neutronenspektrum genutzt werden, um minore Aktinide, die beim Abbrand entstehen, vollständig wiederzuverwerten, wodurch die Produktion von langlebigem radioaktivem Abfall minimiert wird. Für diesen gasgekühlten schnellen Reaktor wird eine integrierte Brennstoffwiederaufarbeitung vor Ort angestrebt, um die Proliferation von Plutonium zu erschweren.

Eine Zusammenfassung der anvisierten Parameter des GFR ist in der folgenden Tabelle dargestellt:

Tabelle 3-1 Zielwerte des gasgekühlten, schnellen Reaktors

Parameter	Referenzwert
Reaktor Leistung	600 MW <sub>th</sub>
Netto Anlagenwirkungsgrad (Helium Direktkreislauf)	48 %
Kühlmittel Eintritts- / Austrittstemperatur	490 °C / 850 °C
Druck	bei 90 bar
Mittlere Energiedichte	100 MW <sub>th</sub> /m <sup>3</sup>
Referenzbrennstoff	UPuC/SiC (70 % / 30 %) mit ungefähr 20 % Pu-Anteil
Volumenanteile, Brennstoff/Gas/SiC	50/40/10 %
Konversionsrate	selbsterhaltend
Abbrand, Schädigung	50 GWd/t <sub>HM</sub> ; 60 dpa

### Technologische Grundlage des GFR

Der GFR beruht technologisch auf einer Reihe von schnellen als auch thermischen gasgekühlten Reaktoranlagen. Vergangene Pilotprojekte, Demonstrationsanlagen sowie im Betrieb befindliche Reaktoren sind beispielsweise der Reaktor des Dragon Projekts, gebaut und betrieben in Großbritannien, der AVR oder der THTR, gebaut und betrieben in Deutschland, sowie weiterer Anlagen in Japan (HTTR, 1999, 30MW<sub>th</sub>) und China (HTR-10, 2002, 10MW<sub>th</sub>, Kugelschüttung). Derzeit entwickelt Südafrika den PBMR basierend auf dem deutschen Konzept des Kugelhaufenreaktors, sowie russische Institute gemeinsam mit General Atomics den GT-MHR. Die Konstruktion des PBMR und des GT-MHR, einschließlich deren Brennstoffe und Materialien, sind eine Weiterentwicklung der Jülicher Technologien mit Ausnahme des Brayton-Direktkreislaufs mit seiner Heliumturbine, sowie die modularen Bauweise der Anlage.

Der GFR kann von den früheren Entwicklungen dieser Technologie profitieren, ebenso aber auch von innovativen Entwicklungen im Bereich des Brennstoffs und der Hochtemperatur-Materialien des VHTR, einem weiteren ausgewählten System der Generation IV. Die Entwicklung kann schrittweise von thermischen zu schnellen gasgekühlten Systemen erfolgen.

### Technologische Herausforderungen beim GFR

Zur Demonstration der Machbarkeit erfordert der GFR eine Reihe von innovativen technischen Entwicklungen. Brennstoff, Brennstoffkreislauf und das Sicherheitssystem

stellen die größte technische Herausforderung dar. Zu den wichtigsten Entwicklungszielen gehören:

- GFR Brennstoffformen für ein schnelles Neutronenspektrum
- GFR Kerndesign mit einem Neutronenspektrum für eine hohe Konversionsrate, jedoch ohne separate Brutzonen.
- GFR Sicherheitssysteme einschließlich Nachwärmeabfuhrsysteme unter Berücksichtigung der signifikant höheren Energiedichte (im Bereich von  $100\text{MW}_{\text{th}}/\text{m}^3$ ), und der verminderten thermischen Trägheit.
- GFR Brennstoffkreislauf mit einer kompakten Wiederaufarbeitung vor Ort.

Herausfordernde Forschungs- und Entwicklungsaufgaben des GFR sind weiterhin aber auch:

- Entwicklung von Werkstoffen, die gegen den hochenergetischen Neutronenfluss unter Hochtemperaturbedingungen resistent sind.
- Entwicklung einer Hochleistungs-Heliumturbine für eine effiziente Stromerzeugung.
- Entwicklung von Kopplungstechnologien für Prozesswärmeanwendungen unter Nutzung der nuklearen Hochtemperaturwärme des GFR.

Das Konzept und ein Konstruktionsentwurf des gesamten Systems sollen bis 2019 entwickelt werden, so dass eine Prototypenanlage bis 2025 gebaut werden könnte.

### 3.2 Bleigekühlter, schneller Reaktor (Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) System)

#### LFR

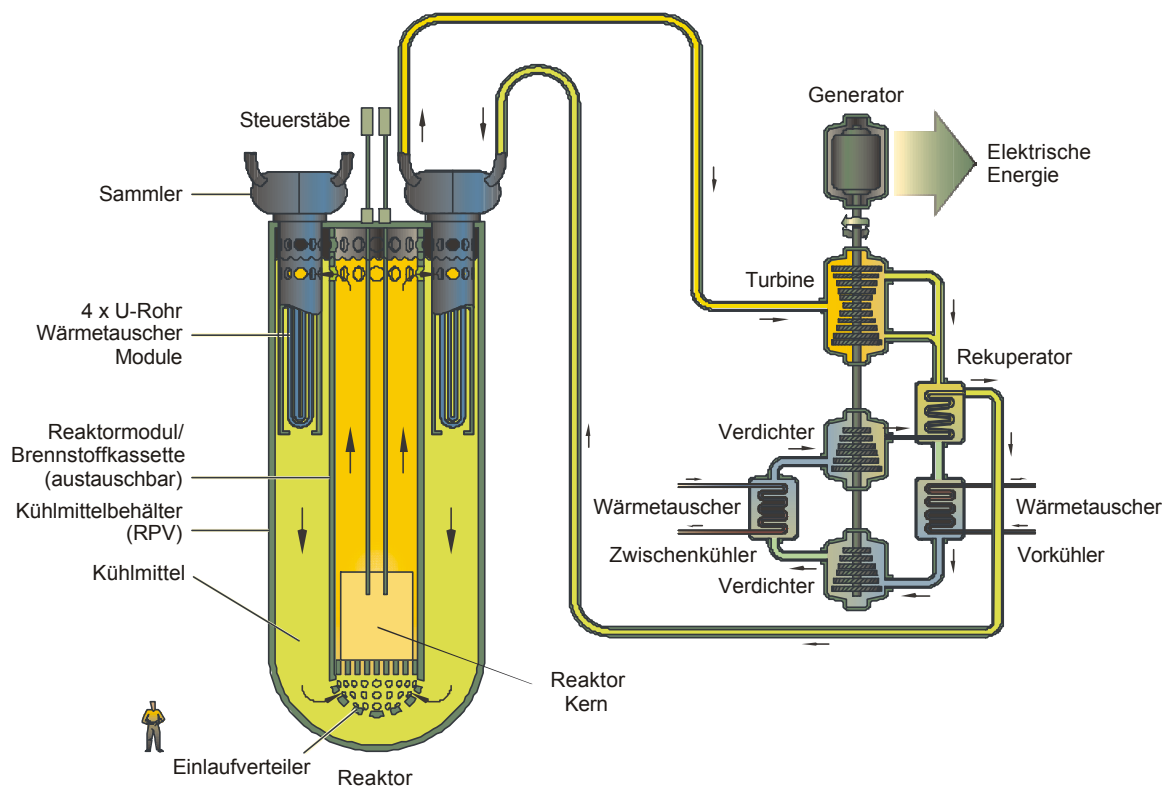


Abbildung 3.2 Schema des bleigekühlten, schnellen Reaktors

---

Der bleigekühlte, schnelle Reaktor (Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)) wird mit Blei (Pb) oder einer Blei-Wismut (Pb-Bi) Legierung gekühlt, verfügt über ein schnelles Neutronenspektrum und zeichnet sich durch einen geschlossenen Brennstoffkreislauf zur effizienten Umwandlung von brutfähigem Uran und Verwertung von Aktiniden aus. In Abbildung 3.2 ist eine schematische Darstellung des LFR Systems dargestellt. Es wird eine vollständige Rezyklierbarkeit der Aktiniden in lokalen oder zentralen Aufarbeitungseinrichtungen angestrebt. Dieser Reaktortyp ermöglicht verschiedene Kraftwerkskonzepte, darunter ein „Batterie-Kraftwerk“ mit einer Blockgröße von 50-150 MW<sub>e</sub> und sehr langem Abbrandzyklen, ein modulares Konzept mit 300-400 MW<sub>e</sub> oder große monolithische Konzepte mit einer Blockleistung von 1200 MW<sub>e</sub>. Der Begriff „Batterie“ bezieht sich dabei auf den langlebigen, vorgefertigten Reaktorkern und nicht auf eine elektrochemische Energieumwandlung. Der Brennstoff für den LFR setzt sich aus brutfähigem Uran und Transuranen zusammen, die in einer Metall- oder Nitridmatrix gebunden sind. Die am weitesten entwickelte Kraftwerksvariante ist dabei die Blei-Wismut (Pb-Bi) Batterie, die einen kompakten Reaktorkern hat und einen Beladezyklus von 10-30 Jahren erreichen soll. Der Reaktorkern wird dabei komplett beim Hersteller vorgefertigt und zum Kraftwerk transportiert. Der Reaktor wird durch Naturumlauf gekühlt und hat eine Leistung von 120-400 MW<sub>th</sub>, mit einer Austrittstemperatur des Kühlmittels von 550°C und bei weiterer Materialforschung und -entwicklung sogar bis zu 800°C.

Aufgrund des geschlossenen Brennstoffkreislaufes belegt der LFR einen der vorderen Ränge bei einem Vergleich der Umweltverträglichkeit/Zukunftsfähigkeit, da er einen geschlossenen Brennstoffkreislauf besitzt. Außerdem erhielt dieses Langzeit-Reaktorkern Konzept sehr gute Bewertungen hinsichtlich Proliferationsbarrieren und physikalischem Schutz. Sicherheit und Wirtschaftlichkeit des LFR wurden als gut eingestuft. Die Sicherheit des LFR wird durch die hohe thermische Trägheit dieses Kühlmediums zusätzlich verbessert. Die Forschungsschwerpunkte liegen beim LFR auf der Brennstoff- und Materialentwicklung sowie auf dem Korrosionsverhalten des Kühlmittels.

Die LFR Konzepte sind kurz- und mittelfristig für die Erzeugung elektrischer Energie in kleineren Netzen oder für den Einsatz in der dezentralisierten Stromerzeugung geplant, langfristig auch für die Trinkwassererzeugung, Prozessdampferzeugung und Wasserstoffproduktion auch in sog. „Merchant Plants“. Die kurz-/mittelfristigen Optionen profitieren aufgrund der niedrigeren Temperaturen von den dadurch leichter zu entwickelnden Brennstoffen, Materialien und Kühlmittelkombinationen und den damit verbundenen Möglichkeiten beim Brennstoffrecycling und Wiederaufarbeitungstechnologien. Für die langfristigen Optionen sind höhere Kühlmitteltemperaturen notwendig.

Die Wärmeübertragung wird u.a. durch Naturumlauf, die in den Druckbehälter integrierten Dampferzeuger und weiteren technischen Innovationen verbessert. Durch die möglichen höheren Temperaturen im Vergleich zu natriumgekühlten Reaktoren lassen sich superkritische Rankine- oder Brayton-Prozesse realisieren oder aber Prozesswärme auskoppeln.

#### Technologische Grundlage des LFR

Die Technologie basiert auf den Erfahrungen der PbBi-gekühlten Reaktoren der russischen U-Boote der Alpha-Klasse, auf der Wiederaufarbeitung metallischer Brennstoffe nach dem Pyro-Prozess, der vor allem in USA schon weit entwickelt wurde, sowie auf dem Konzept des ALMR. Ferritische Stähle und metallische Brennstoffe, die ursprünglich für natriumgekühlte schnelle Reaktoren entwickelt wurden, sind auch für PbBi-gekühlte Reaktoren bis zu 550°C anwendbar.

#### Technologische Herausforderungen beim LFR

Die wichtigsten technischen Herausforderungen sind in den folgenden Bereichen zu sehen:

- Entwicklung nitridischer Brennstoffe, die kompatibel mit den Hüllrohrwerkstoffen sind.
- Hochtemperaturfeste Strukturwerkstoffe.



- Umweltverträglichkeit der Bleikühlung.
- Konstruktion und Auslegung des LFR-Kerns.
- Wärmekreislauf mit überkritischem Dampfkreislauf oder CO<sub>2</sub>-Brayton-Kreislauf.
- Wirtschaftlichkeit, insbesondere mit Hinblick auf das modulare Konzept.
- Brennstoffkreislauf, insbesondere die Brennstoffherstellung unter Verwendung von Transuranen.

Während für Brennstoffe und Werkstoffe bis 550°C durch die natriumgekühlten Reaktoren schon wesentliche Vorarbeiten geleistet wurden, bestehen für die Variante bis 800°C noch erhebliche Wissenslücken. Ein Meilenstein zur Entscheidung der Machbarkeit des Konzepts mit 800°C Kernaustrittstemperatur ist für ca. 2012 angedacht.

Die folgende Tabelle 3-2 fasst die wichtigsten Parameter der LFR Konzepte zusammen.

Tabelle 3-2 Zielwerte des bleigekühlten, schnellen Reaktors

Reaktor Parameter	Referenzwerte			
	Pb-Bi Batterie (kurz-/mittelfristig)	Pb-Bi Module (kurz-/mittelfristig)	Pb, monolithisch (kurz-/mittelfristig)	Pb Batterie langfristig
Kühlmittel	Pb-Bi	Pb-Bi	Pb	Pb
Austrittstemperatur [°C]	~550	~550	~550	750-800
Druck [bar]	1	1	1	1
Leistung [MW <sub>th</sub> ]	125-400	~1000	~3600	400
Brennstoff	Metalllegierung oder Nitrid	Metalllegierung	Nitrid	Nitrid
Hüllrohre	ferritisch	ferritisch	ferritisch	Keramische Beschichtungen oder hochschmelzende Legierung
Durchschnittlicher Abbrand [GWd/t <sub>HM</sub> ]	~100	~100-150	100-150	~100
Konversionsrate	1,0	= 1,0	1,0 -1,02	1,0
Brennelemente	offen	offen	offen oder Kästen	offen
Primärkreislauf	Naturumlauf	Zwangsumlauf	Zwangsumlauf	Naturumlauf
Brennstabwärmeleistung	herabgesetzt	nominell	nominell	herabgesetzt

### 3.3 Salzschnmelze Reaktor System (Molten Salt Reactor System (MSR))

Der MSR produziert Kernspaltungsenergie in einem Salzschnmelze Brennstoffkreislauf. Ein Anlagenschema ist in Abbildung 3.3 zu sehen. Als Brennstoff wird Uran- oder Plutoniumfluorid verwendet, das in einem Gemisch aus flüssigen Fluoriden (Na- und Zr-Fluoride als erste Möglichkeit) gelöst ist. Anders als bei den übrigen Konzepten liegt hier der Brennstoff in flüssiger Form vor. Er ist gleichzeitig das Kühlmittel und verlässt den Reaktor sowohl in den Wärmetauscher des Wärmekreislaufs als auch in einen Reinigungskreislauf. Der Reaktor wird mit Graphit moderiert, ist also thermisch.

Der MSR besitzen folgende interessante Eigenschaften:

- Der MSR besitzen eine gute Neutronenbilanz, die die Möglichkeit bietet, alternativ Aktiniden zu spalten und/oder hohen Konversionsraten zu erzielen.
- Hochtemperatur-Bedingungen eröffnen das Potential der thermochemischen Wasserstoffproduktion.
- Flüssige Fluoridsalze besitzen einen geringen Dampfdruck, der eine Reduzierung der Belastung für Rohre und Ventile ermöglicht.
- Inhärente Sicherheit ist gegeben durch eine passive Entleerung des Reaktors, passive Kühlung, und durch ein geringes Inventar an flüchtigen Spaltprodukten im Brennstoff.
- Der MSR erlauben eine einfache Zugabe von Aktiniden unterschiedlicher Zusammensetzung zu der homogenen Salzlösung ohne die Probleme der Zulegierung und Herstellung fester Brennstoffe.
- Brennstoffbeladung, Wiederaufarbeitung und Spaltproduktabtrennung kann bei Betrieb erfolgen, wodurch eine hohe Verfügbarkeit erreicht wird.

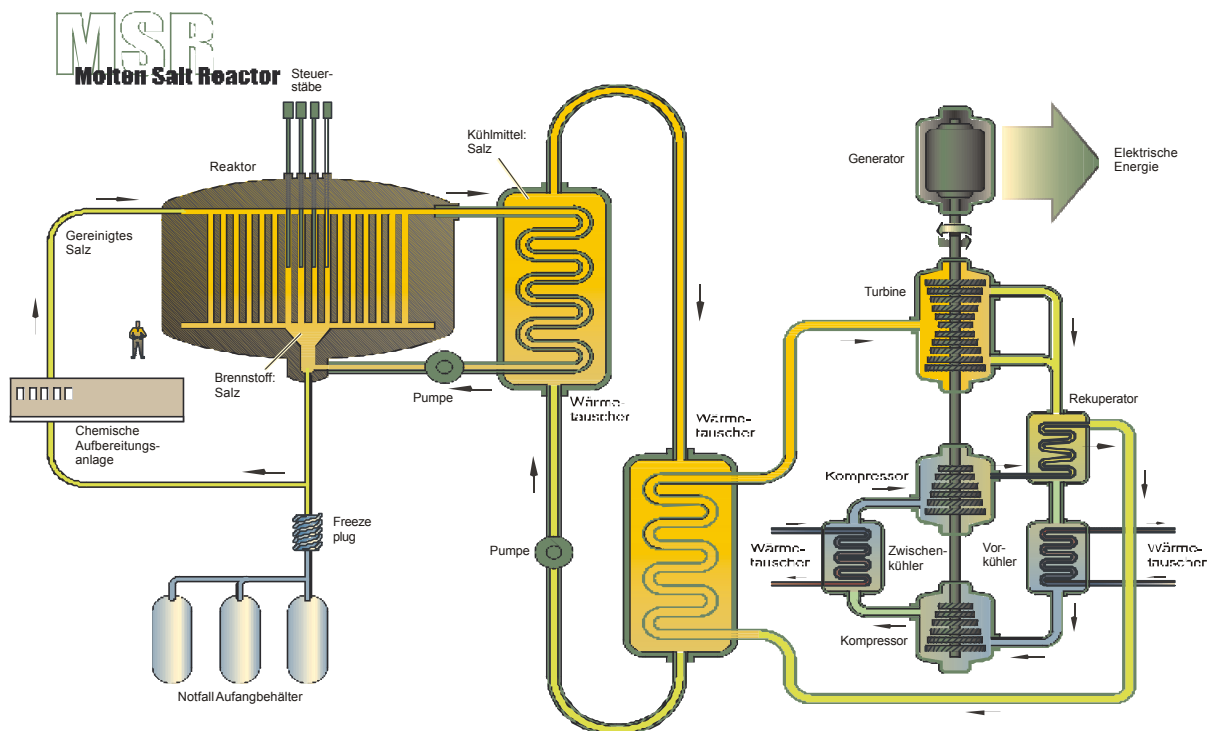


Abbildung 3.3 Schema des Salzschnmelze-Reaktors

Es wird zwischen vier Brennstoffkreislaufoptionen unterscheiden:

1. Maximale Konversionsrate (bis zu 1,07) unter Verwendung von  $\text{Th-}^{233}\text{U}$  im Brennstoffkreislauf.
2. Denaturierter  $\text{Th-}^{233}\text{U}$  Konverter mit minimalem Inventar an kernwaffenfähigem Material.
3. Denaturierte Aktinidenverbrennung ohne deren Rezyklierung mit minimaler chemischer Wiederaufarbeitung.
4. Aktinidenverbrennung mit kontinuierlicher Wiederaufbereitung.

Die vierte Option, in Kombination mit einer Erzeugung elektrischer Energie, stellt die bevorzugte Variante innerhalb des Generation IV MSR Programms dar.

Eine Zusammenfassung der Referenz Parameter eines MSR sind in der folgenden Tabelle dargestellt:

Tabelle 3-3 Zielwerte des Salzschnmelze-Reaktors

Reaktor Parameter	Referenz Wert
Netto Leistung	1000 MW <sub>e</sub>
Energiedichte	22 MW <sub>th</sub> /m <sup>3</sup>
Netto thermischer Wirkungsgrad	44 bis 50 %
Brennstoff-Salz	- Eintrittstemperatur 565 °C
	- Austrittstemperatur 700 °C (850 °C für Wasserstoffproduktion)
	Dampfdruck <0,7 kPa
Moderator	Graphit
Wärmekreislauf	Zwischenüberhitzer rekuperativer Helium-Brayton-Kreislauf
Neutronenspektrum	Thermisch

### Technologische Grundlage des MSR

MSR wurden erstmals als Flugzeugantrieb in den späten 40er und 50er entwickelt. Das „Aircraft Reactor Experiment (ARE)“ wurde bereits 1954 mit hohen Temperaturen (815 °C) durchgeführt. Es stellt einen frühen Meilenstein in der Realisierbarkeit eines Fluorid-Salzschnmelze (NaF/ZrF<sub>4</sub>) Kreislaufsystems dar. Ein weiteres, durchgeführtes Experiment mit einem 8 MW<sub>th</sub> MSR konnte viele wichtige Fortschritte wie Li/Be-Fluoridsalze, einen Graphitmoderator, einen stabilen Betrieb, das Abgassystem und die Verwendbarkeit unterschiedlicher Brennstoffe demonstrieren. Sogar ein Konstruktionskonzept eines 1000 MW<sub>e</sub> Reaktors wurde bereits entwickelt.

### Technologische Herausforderungen des MSR

Der MSR stellt eine Reihe von technischen Herausforderungen, die zunächst weiter grundsätzlich untersucht werden müssen. Die dringendsten Probleme beinhalten die Chemie der Salzschnmelze, die Löslichkeit der Aktiniden und Lanthaniden im Brennstoff, Verträglichkeit der bestrahlten Salzschnmelze mit den Strukturmaterialien und dem Graphit sowie Metallanhäufungen in den Wärmetauschern.

Das FuE-Programm zur Machbarkeit dieses Konzepts wird durch erste Konstruktionsentwürfe und eine daraus resultierende, vorläufige technische Spezifikationen für den Reaktor und den Wärmekreislauf ergänzt.

Für die spätere Durchführungsphase des Programms sind u.a. geplant:

- Brennstoffentwicklung, Bestimmung von Wirkungsquerschnitten und Qualifikation geeigneter Salzschnmelzen.
- Korrosions- und Versprödungsuntersuchungen der verwendeten Werkstoffe.
- Entwicklung einer Technologie zur Tritiumabtrennung.

- Regelung der Salzzusammensetzung und Salzreinigung.
- Verbesserung und Test der Stabilität des Graphits.
- Konstruktive Konzepte.

### 3.4 Natriumgekühlter, schneller Reaktor (Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) System)

Der natriumgekühlte schnelle Reaktor verfügt über ein schnelles Neutronenspektrum und einen geschlossenen Brennstoffkreislauf zur Konversion von brutfähigem Uran und zur Verbrennung von Aktiniden. Für den Brennstoffkreislauf inklusive vollständiger Aktinidenrezyklierung sind zwei Optionen vorgesehen: Modulare Kraftwerke mit einer Blockgröße zwischen 150-500 MW<sub>e</sub> und metallischer Brennstoff aus Uran, Plutonium und Aktiniden in einer Matrix aus einer Zirkon-Legierung, wobei der Brennstoff pyrometallurgisch direkt in einer an das Kraftwerk angeschlossenen Anlage aufgearbeitet wird. Bei dieser Wiederaufarbeitungstechnik werden nur Uran und Spaltprodukte abgetrennt, während Plutonium mit minoren Aktiniden kontaminiert bleibt, wodurch es schwerlich entwendet werden kann. Für mittlere bis große monolithische Blöcke (500-1700 MW<sub>e</sub>) ist Brennstoff aus Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX) vorgesehen, wobei die technologisch aufwändige Aufarbeitung der Brennelemente in einer zentralen Anlage erfolgt, die mehrere Kraftwerke versorgt. Mit einem derart geschlossenen Brennstoffkreislauf sollen 99,99% der Aktiniden aufgearbeitet und wiederverwertet werden sowie eine effiziente Ausnutzung und Erweiterung der Brennstoffressourcen ermöglicht werden. Die Kühlmittelaustrittstemperatur beträgt bei beiden Optionen ca. 530-550°C. Um eine hohe thermische Trägheit zu erreichen, werden häufig Pool-Reaktoren bevorzugt, wie in Abb. 3.4 dargestellt. Kompakte Loop-Reaktoren werden dagegen vor allem in Japan bevorzugt.

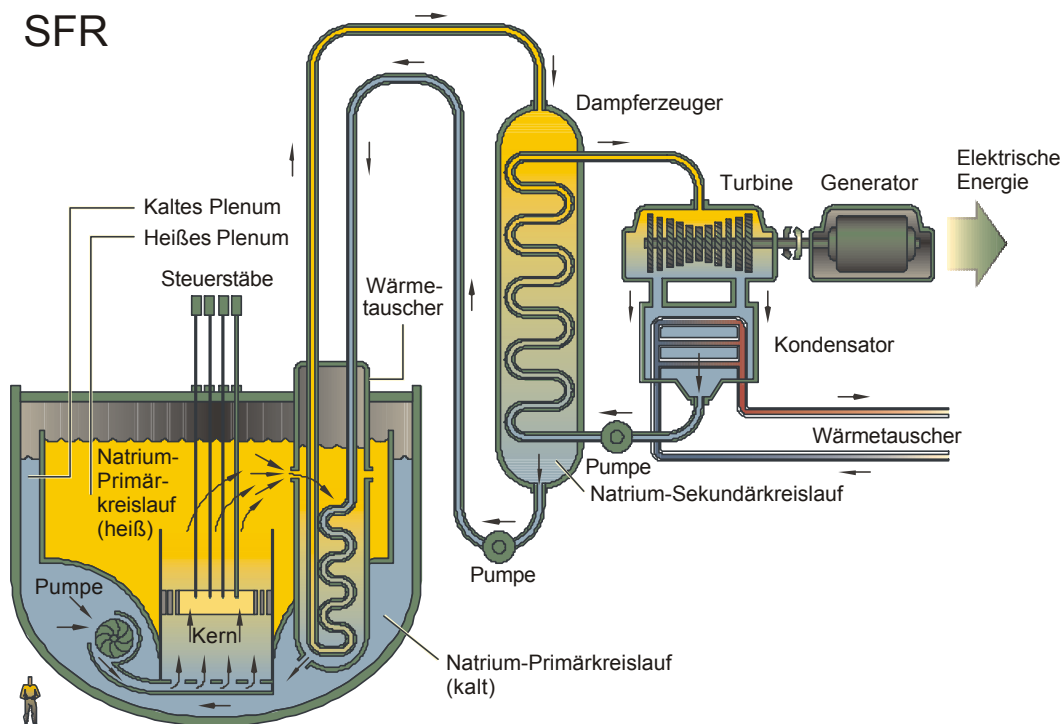


Abbildung 3.4 Schema des natriumgekühlten, schnellen Reaktors

Abbildung 3.4 zeigt den schematischen Aufbau einer SFR-Anlage. Um die Sicherheit der SFR-Anlage zu erhöhen, wurde die Wärmeübertragung vom Reaktor auf das Arbeitsfluid mit zwangsdurchströmten Primär- und Sekundärnatriumkreisen ausgeführt.

In Tabelle 3-4 werden die wichtigsten Parameter der SFR Technologie aufgeführt.

Tabelle 3-4 Zielwerte des natriumgekühlten, schnellen Reaktors

Reaktor Parameter	Referenz Werte
Kühlmittel	Natrium
Austrittstemperatur [°C]	530-550
Druck [bar]	1
Leistung [MW <sub>th</sub> ]	1000-5000
Brennstoff	MOX oder Metalllegierung
Hüllrohre	ferritisch oder ODS ferritisch
Abbrand [GWd/t <sub>HM</sub> ]	~150-200
Konversionsrate	0,5-1,3
Leistungsdichte [MW <sub>th</sub> /m <sup>3</sup> ]	350

#### Technologische Grundlage des SFR

Technologisch betrachtet sind die SFR Konzepte die am weitesten entwickelten Reaktortypen der im Rahmen des Generation IV-Projektes untersuchten Systeme. Derartige Reaktoren wurden bereits in Frankreich, Deutschland, Japan, Großbritannien, Russland und USA gebaut. Die Leistungsgrößen variierten dabei von ca. 1 MW<sub>th</sub> bis zu 1200 MW<sub>th</sub> (Super Phenix in Frankreich). Da die Technologie grundsätzlich bereits demonstriert wurde, zielen die FuE-Themen daher eher auf die passive Sicherheit und die Wirtschaftlichkeit dieser Anlagen.

Die angedachten Brennstoffe sind MOX-Brennstoffe oder metallische Brennstoffe. Beide Brennstoffe sind schon sehr weit entwickelt. Es wurden bis zu 200 GWd/t<sub>HM</sub> Abbrand erreicht. Die passiven Sicherheitseigenschaften bei unterstellten Transienten ohne Schnellschluss konnten z.B. in RAPSODIE in Frankreich oder im EBR-II in USA demonstriert werden. Trotzdem wird hier noch weiterer Forschungsbedarf gesehen. Die Wiederaufarbeitung von MOX-Brennstoff nach dem PUREX-Prozess ist z.B. in Europa schon seit vielen Jahren Stand der Technik. Der Pyroprozess wurde in den USA seit 1984 entwickelt. Er wird heute versuchsweise angewandt, um den EBR-II Brennstoff wiederaufzuarbeiten.

#### Technologische Herausforderungen des SFR

Zu den technologischen Herausforderungen des SFR gehören z.B.:

- Nachweis der passiven Sicherheit des SFR.
- Reduzierung der Anlagenkosten.
- Weiterentwicklung des Pyroprozesses zu größeren Anlagen und Demonstration der Aktinidenverwertung.
- Inspektions- und Reparaturverfahren in flüssigem Natrium.

### **3.5 Leichtwasserreaktor mit überkritischen Dampfzuständen (SCWR)**

Der Leichtwasserreaktor (LWR) mit überkritischen Dampfzuständen (engl. SuperCritical-Water-Cooled Reactor System, SCWR, Abb. 3.5) ist ein wassergekühlter Hochtemperatur- und Hochdruckreaktor, der über dem thermodynamisch kritischen Punkt des Wassers arbeitet (374 °C, 22.1 MPa).

Der Kern dieses Leichtwasserreaktors kann sowohl mit thermischen als auch mit schnellen Neutronen betrieben werden.

Gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren hat der SCWR einige signifikante Vorteile:

- Der SCWR weist einen höheren thermischen Wirkungsgrad als heutige Leichtwasserreaktoren auf. Er kann 44% Wirkungsgrad erreichen, verglichen mit 33 – 35% der heutigen LWRs.
- Durch die höhere Aufheizung des Wassers in Kern ergibt sich ein kleinerer Massenstrom des Kühlmediums bei gleicher thermischer Leistung. Dadurch kann die Größe der Kühlmittelpumpen, der Rohrleitungen, der dazugehörigen Ventile und die Leistung der Pumpen reduziert werden.
- Der direkte Kreislauf wie beim Siedewasserreaktor ermöglicht ein kompaktes Containment.
- Es existiert keine Siedekrise (z.B. durch das „Austrocknen“ des Wasserfilms), da der SCWR-Reaktor im überkritischen Dampfbereich, also einphasig, arbeitet. Dadurch werden Bereiche eines nicht kontinuierlichen Wärmeübergangs im Kern während des normalen Betriebs vermieden.
- Dampftrockner, Dampfabscheider, Rezirkulationspumpen und Dampferzeuger werden nicht mehr benötigt. Deshalb werden von einem SCWR geringe Anlagenkosten erwartet.

Eine Zusammenfassung der angestrebten Auslegungsparameter des SCWR zeigt Tabelle 3-5.

Tabelle 3-5 Zielwerte des Leichtwasserreaktors mit überkritischen Dampfzuständen

Reaktorparameter	Referenzwerte
Anlagenkosten	\$900/KW
Leistung und Neutronenspektrum	1700 MW <sub>e</sub> , thermisches Spektrum
Wirkungsgrad	44 %
Eintritts-, Austrittstemperatur und Druck	280 °C / 510 °C / 25 MPa
mittlere Leistungsdichte	~ 100 MW <sub>th</sub> / m <sup>3</sup>
Brennstoff	UO <sub>2</sub> mit Hüllrohren aus austenitischem oder ferritisch-martensitischem Edelstahl oder Ni-Basislegierung
Strukturmaterial	fortschrittliche hochfeste Metalllegierungen
Abbrand / Schädigung	~ 45 GWd/t <sub>HM</sub> ; 10-30 dpa
Sicherheitseinrichtungen	Vorbild hierfür sind die fortschrittlichen Leichtwasserreaktoren

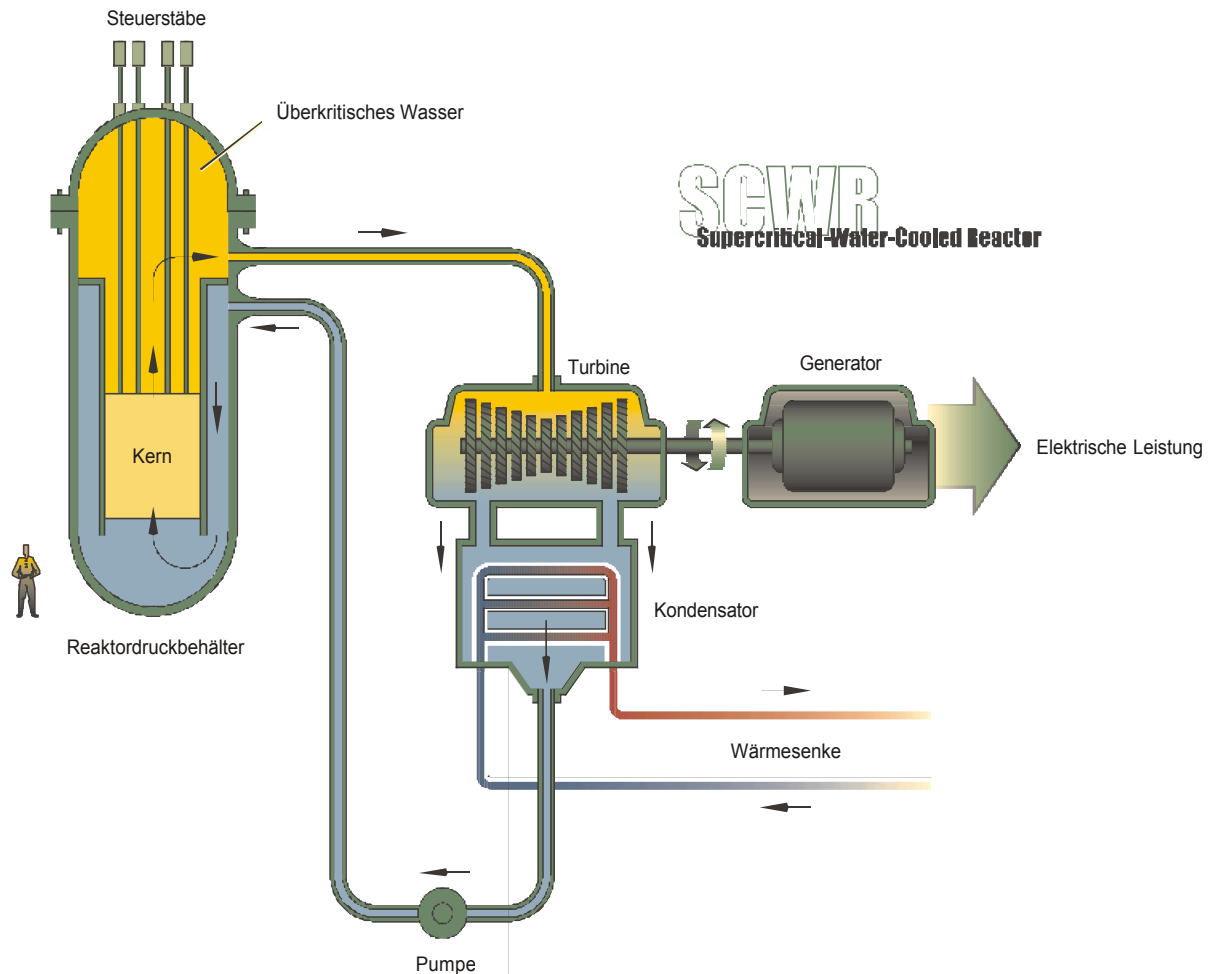


Abbildung 3.5 Schema des Leichtwasserreaktors mit überkritischen Dampfzuständen

Der SCWR kann auch als schneller Reaktor ausgelegt werden. Der grundlegende Unterschied zwischen der thermischen und der schnellen Version ist die Menge an Moderatormaterial im Kern des SCWR. Die schnelle Version braucht kein zusätzliches Moderatormaterial im Kern, die thermische Variante hingegen schon.

#### Technologische Grundlage des SCWR

Die Basis für die Entwicklung des Leichtwasserreaktors mit überkritischen Dampfzuständen sind die zur Zeit existierenden Leichtwasserreaktoren (z.B. Druckbehälter, Sicherheitsbehälter, Brennelemente, Kontrollstäbe, Sicherheitssysteme) und die kommerziellen, fossil-gefeuerten Kraftwerke mit überkritischen Dampfzuständen, so dass z.B. Turbinen, Speisewasserpumpen und das Wasser-Aufbereitungssystem bekannt sind.

Es wurde jedoch noch kein Prototyp eines SCWRs gebaut und getestet. Für den Kern und Reaktordruckbehälter wurden einige einleitende Untersuchungen in den letzten 10 bis 15 Jahren im Bereich Material und Konstruktion vor allem in Japan, Europa, Kanada und Russland durchgeführt.

#### Technologische Herausforderungen des SCWR

Die wichtigsten technologischen Herausforderungen liegen in den Bereichen:

- Werkstoffe, insbesondere Hüllrohrwerkstoffe, bezüglich Korrosion, Spannungs-Riss-Korrosion, Zeitstandfestigkeit und Versprödung.
- Sicherheit bei Störfällen, insbesondere auch hinsichtlich des kleineren Wasserinventars im Vergleich zu konventionellen LWR.
- Konstruktive Realisierung des Konzepts.

### 3.6 Höchsttemperaturreaktor (VHTR)

Der VHTR (engl. Very-High-Temperature Reactor System) ist ein weiterer Schritt in der Entwicklung von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren. Der VHTR kann Wasserstoff durch Anwendung des thermochemischen Jod-Sulfat-Prozesses aus Wärme und Wasser herstellen. Wasserstoff kann auch aus Wärme, Wasser und Erdgas durch nukleare Dampfreformation erzeugt werden. Die dazu notwendige Kernaustrittstemperatur beträgt dabei mehr als 1000 °C.

Ein für die Produktion von Wasserstoff gedachter Hochtemperaturreaktor mit 600 MW<sub>th</sub> kann über zwei Millionen Kubikmeter Wasserstoff pro Tag produzieren. Der VHTR stellt auch Elektrizität mit hohem Wirkungsgrad über 50 % bei 1000 °C her. Verglichen dazu liegt der Wirkungsgrad des GT-MHR (Gasturbine Modular Helium Reactor) oder des PBMR (Pebble Bed Modular Reactor) bei einer Temperatur von 850 °C bei 47 %.

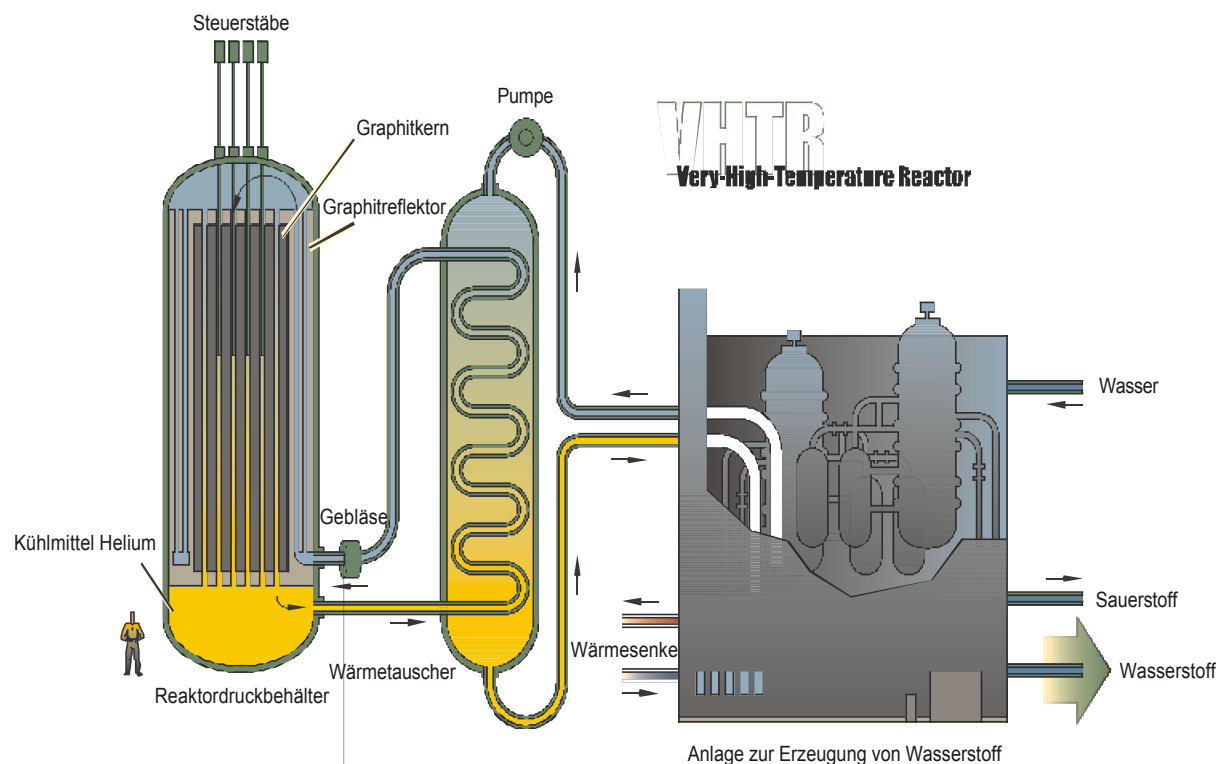


Abbildung 3.6 Schema des Höchsttemperaturreaktors

Durch die Möglichkeit der gleichzeitigen Produktion von Wärme und Leistung wird der VHTR zu einer attraktiven Wärmequelle für große Industriekomplexe. Der VHTR kann in Raffinerien und in der petrochemischen Industrie zur Anwendung kommen, um große Mengen an Prozesswärme bei unterschiedlichen Temperaturen bereitzustellen und um Wasserstoff herzustellen, um Schwer- und Rohöl mit einem hohen Schwefelgehalt aufzubessern. Kernaustrittstemperaturen höher als 1000 °C würden Forderungen nach nuklearer Wärme für Prozesse wie Stahl-, Aluminiumoxid und Aluminium-Produktion erfüllen können.

Der VHTR ist ein Graphit-moderierter und heliumgekühlter Reaktor mit einem thermischen Neutronenspektrum. Der Reaktortyp des VHTR kann aus einem prismatischen Kern wie der japanische HTTR bestehen oder ein Kugelhaufenreaktor wie der chinesische HTR-10 sein. Für die Bereitstellung von Elektrizität kann ein direkter Kreislauf vorgesehen werden, d.h. die mit Helium angeströmte Turbine wird direkt im Primärkreislauf integriert. Den Bedarf nach nuklearer Wärme, wie z.B. in Raffinerien, in der Petrochemie, in der Metallurgie und der Wasserstoffproduktion, versorgt der Wärmetauscher (IHX) in einem indirekten Kreislauf.



## Technologische Grundlage des VHTR

Der VHTR profitiert von den Erfahrungen mit dem gasgekühlten Hochtemperaturreaktor, der Ausgangspunkt des VHTR ist. Die Basistechnologie hat sich in früheren HTR-Anlagen wie z.B. Dragon, Peach Bottom, AVR, THTR und Fort St. Vrain bewährt. Sie ist zudem noch in Konzepten wie dem GT-MHR und dem PBMR weiterentwickelt worden. Das bereits laufende Projekt eines 30-MW<sub>th</sub>-HTTR in Japan wird die Realisierbarkeit von Austrittstemperaturen bis zu 950 °C gekoppelt mit einer Prozesswärmenutzung demonstrieren. Der HTR-10 in China wird eine Wärme-Kraft-Kopplung bei einer Leistung von 10 MW<sub>th</sub> demonstrieren. Das Know-how aus den früheren Projekten in Deutschland und Japan unterstützen die Entwicklung des VHTR.

Die aktuelle Technologie der Wasserstoffproduktion ist die Dampfreformierung. Diese Technologie wird im großen Rahmen im HTTR-Programm demonstriert. Aber auch sie benötigt immer noch zusätzliches FuE, um sie marktfähig machen zu können.

Die betrachteten Designparameter des VHTR werden in nachfolgender Tabelle aufgezeigt.

Tabelle 3-6 Zielwerte des VHTR

<b>Reaktorparameter</b>	<b>Referenzwerte</b>
Reaktorleistung	600 MW <sub>th</sub>
Ein- und Austrittstemperatur des Kühlmittels	640 °C / 1000 °C
Druck am Ein- und Austritt des Kerns	prozessabhängig
Massenstrom des Heliums	320 kg/s
mittlere Leistungsdichte	6 – 10 MW <sub>th</sub> /m <sup>3</sup>
Netto-Wirkungsgrad der Anlage	> 50 %
Brennstoff	ZrC-beschichtete Partikel in Form von Blöcken, Stäben oder Kugeln

## Technologische Herausforderungen des VHTR

Der Kern des VHTR stellt noch eine Reihe von signifikanten technischen Herausforderungen. Neuartige Brennstoffe und Materialien müssen so entwickelt werden, so dass:

- ein Anstieg der Kernaustrittstemperatur von 850 °C bis zu 1000 °C, oder möglichst noch höher, realisierbar ist;
- die maximale Brennstofftemperatur bei denkbaren Störfällen eine Temperatur von 1800 °C erreichen darf;
- ein maximaler Abbrand von 150 – 200 GWd/t<sub>HM</sub> erreicht wird;
- Leistungs- und Temperaturspitzen im Kern vermieden werden, genauso wie heiße Strahlen im Helium.

Zur Wasserstoffherzeugung werden Hochtemperaturlegierungen und Beschichtungen benötigt, die gegen korrosive Gase wie Wasserstoff, Kohlenmonoxid und Methan resistent sind. Auch der Jod-Schwefel-Prozess muss noch anhand von Pilotanlagen und größeren Anlagen demonstriert werden.

Eine Modulbauweise des Reaktors und ein System zur Wärmeauskopplung sind weitere zu lösende Herausforderungen, um den VHTR für den internationalen Markt interessant zu machen. Letztlich muss auch noch eine Hochtemperatur-Heliumturbine entwickelt werden.

---

### 3.7 Querschnittsaufgaben

Eine Reihe von Aufgaben können für alle 6 Systeme gemeinsam gelöst werden. Sie sollen in Form von Querschnittsaufgaben organisiert werden, deren FuE-Ziele nachfolgend erläutert werden sollen.

#### Querschnittsaufgabe Brennstoffkreislauf

Obwohl sich der benötigte Brennstoff für die einzelnen Reaktorsysteme häufig unterscheidet, ist die Wiederaufarbeitungstechnik eine durchaus gemeinsame Aufgabe. Der PUREX-Prozess bietet sich vor allem für oxidischen Brennstoff an, der z.B. für den SCWR oder den SFR vorgesehen ist. Im Hinblick auf die Wiederverwertung der minoren Aktiniden soll in weiteren Abtrennverfahren Am, Cm und Np separiert werden. Andererseits soll aber auch die Wirtschaftlichkeit dieses Prozesses erhöht werden, z.B. durch kompakte Zentrifugal-Kontaktoren.

Der Pyroprozess ist die bevorzugte Wiederaufarbeitung metallischer Brennstoffe. Dabei wird metallischer Brennstoff in Salz gelöst und Uran einerseits sowie minore Aktiniden andererseits elektrolytisch abgetrennt. Im Salz verbleiben die Spaltprodukte. Im derzeit laufenden FuE-Programm des EBR-II Reaktors wird dieses Verfahren im Pilotmaßstab erprobt. Ein zweistufiger Prozess und eine Volumenreduktion des hochaktiven Abfalls befinden sich jedoch noch im Labormaßstab. Ferner soll der Abscheidegrad noch verbessert werden. Im technischen Maßstab wurde bisher nur Uran abgetrennt. Eine separate Abtrennung der einzelnen minoren Aktiniden konnte dagegen bisher nur im Labormaßstab realisiert werden.

#### Querschnittsaufgabe Brennstoff- und Werkstoffentwicklung

Das Spektrum der zu entwickelnden und zu testenden Werkstoffe umfasst ferritisch-martensitische Edelstähle, austenitische Stähle, Nickelbasislegierungen, ODS, Graphit und Keramik. Insbesondere die kostenintensiven Bestrahlungsversuche werden sinnvollerweise in einem gemeinsamen Programm durchgeführt. Da nur begrenzt Bestrahlungsmöglichkeiten weltweit vorhanden sind, sogar noch weniger solche mit schnellen Neutronenspektren, soll dieses Querschnittsprogramm Versuche an Reaktoren der Mitgliedsländer und Nachbestrahlungsuntersuchungen organisieren. Das FuE-Programm soll u.a. enthalten:

- Versuche in inerter Umgebung von unbestrahlten und vorbestrahlten Werkstoffproben bei relevanten Temperaturen bezüglich der mechanischen Eigenschaften und der Wechselwirkung mit dem Kühlmedium.
- Bestrahlungsversuche von Werkstoffproben bei prototypischen Neutronenspektren und in strömenden Kühlmitteln, um auch kombinierte Schädigungsmechanismen erfassen zu können.
- Bestrahlungsversuche von Brennstoffen und Hüllrohrwerkstoffen unter Störfallbedingungen.

Zur Brennstoffentwicklung werden neben den bekannten oxidischen Brennstoffen auch metallische Brennstoffe, nitridische und karbidische Brennstoffe untersucht. Die Brennstoffe sollen insbesondere auch bei hohen Temperaturen bis zum Brennstoffversagen getestet werden, um das Verhalten bei schwerer Störfällen vorhersagen zu können.

#### Querschnittsaufgabe Energieprodukte

Die meisten hier ausgewählten Reaktorkonzepte haben hohe Betriebstemperaturen als Ziel. Sie erlauben damit die Herstellung weiterer Energieprodukte wie Wasserstoff oder Prozesswärme. Aber auch Hochtemperaturprozesse zur Stromerzeugung sollen in diesem Programm weiterentwickelt werden.

Einer der Schwerpunkte dieses Programms wird voraussichtlich die Entwicklung einer geeigneten Wasserstoffproduktion werden. Von Interesse ist vor allem der Jod-Schwefel-Prozess im Temperaturbereich von 800-900°C, für den die thermochemischen

---

Eigenschaften näher untersucht werden sollen, ebenso wie die Messung der Reaktionsgeschwindigkeiten und -konstanten. Der Prozess soll thermodynamisch optimiert werden und in Pilotanlagen getestet werden. Bei tieferen Temperaturen von 725-800°C bietet der Ca-Br-Prozess eine Alternative, die ebenfalls untersucht werden soll.

Zu innovativen Kreisprozessen zur Stromerzeugung sind insbesondere Optimierungen und Erprobung des überkritischen CO<sub>2</sub>-Brayton-Prozesses geplant, während der überkritische Dampf-Rankine-Prozess mit seinen Komponenten bereits als erprobt vorausgesetzt werden kann.

#### Querschnittsaufgabe Sicherheit und Zuverlässigkeit

Die Ziele des Generation IV Programms, die übergeordnet unter dem Begriff Sicherheit und Zuverlässigkeit zusammengefasst wurden, lassen sich den folgenden 3 Gruppen von Ereignissen zuordnen:

- Ereignisse, die mehr oder minder häufig auftreten könnten, und die für die Sicherheit des Betriebspersonals sowie für die Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit der Anlage betrachtet werden müssen.
- Ereignisse, die selten zu erwarten sind, die aber zu einer hohen Schädigung der Anlage und zur Freisetzung von Radionukliden im Containment führen können.
- Ereignisse mit einer extrem niedrigen Eintrittswahrscheinlichkeit, die zur Zerstörung des Kerns führen und für die ggf. Schutzmaßnahmen außerhalb der Anlage betrachtet werden müssen.

Die FuE-Arbeiten zu den ersten beiden Gruppen von Ereignissen sind sehr anlagenspezifisch. Eine gemeinsame Betrachtung in einem Querschnittsprogramm ist kaum möglich. In diesen Fällen beschränkt sich das Querschnittsprogramm auf die Bereitstellung einer geeigneten Methodik, um vergleichbare Ergebnisse für die Sicherheit der einzelnen Systeme zu bekommen. So besteht z.B. hinsichtlich der Beurteilung passiver Sicherheitssysteme heute noch kein Konsens.

Die im dritten Punkt angesprochenen Ereignisse sind dagegen auch bei verschiedenen Reaktorsystemen ähnlich. So ist z.B. die Ausbreitung von Radionukliden und die Planung von externen Notfallschutzmaßnahmen weitgehend unabhängig vom betrachteten System.

Um die Konstruktions- und Berechnungsmethodik zu definieren, empfiehlt die Roadmap ein FuE-Programm, in dem alle Störfälle, von Auslegungsstörfällen bis hin zu seltenen, schweren Unfällen erfasst werden, eine hinreichend niedrige Eintrittswahrscheinlichkeit nachgewiesen werden kann und geeignete Gegen- und Schutzmassnahmen geplant werden können. Die Vorgehensweise soll gemeinsam mit Behörden und Aufsichtsgremien der Mitgliedsländer erarbeitet werden.

Einige Generation IV Reaktorsysteme werden ein grundsätzlich anderes Sicherheitssystem bekommen. Als Folge dessen werden sich auch die Genehmigungsverfahren erheblich von den heutigen unterscheiden müssen. Es wird deshalb für die spätere Folge des Programms empfohlen, ein international abgestimmtes Genehmigungsverfahren für diese fortschrittlichen Systeme zu erarbeiten.

Schließlich hat das Querschnittsprogramm auch die Aufgaben, den Review-Prozess für die Auslegung hinsichtlich der Sicherheit und Zuverlässigkeit zu definieren, um sicherzustellen, dass anerkannte Konstruktionsrichtlinien in allen Systemen angewandt werden.

#### Querschnittsaufgabe Wirtschaftlichkeit

Die innovativen Kernenergiesysteme der Generation IV erfordern besondere Verfahren, um sie bezüglich ihrer Wirtschaftlichkeit beurteilen zu können, da sich ihre Komponenten erheblich von denjenigen vorhandener Reaktorkonzepte unterscheiden werden, so dass kaum Erfahrungswerte vorliegen können. Um frühzeitig beurteilen zu können, ob z.B. kleine, modulare Anlagen wettbewerbsfähig gegenüber großen, zentralen Anlagen sein können,

---

sind jedoch genaue Abschätzungen der Kapitalkosten und der Produktionskosten erforderlich. Da auch unkonventionelle Brennstoffe betrachtet werden, sind neben den Kraftwerkskosten die Kosten des gesamten Brennstoffkreislaufs zu erfassen. Die hierzu benötigten Berechnungsverfahren sollen in einem eigenen Querschnittsprogramm zur Wirtschaftlichkeit entwickelt werden.

#### Querschnittsaufgabe Physikalischer Schutz und Proliferationsbarrieren

Dieses FuE-Thema widmet sich speziell den denkbaren Schwachstellen der einzelnen Systeme hinsichtlich Anlagenschutz und Proliferation, wie z.B.

- Staatlich angeordnete Entwendung oder undeklarierte Herstellung von Spaltmaterial.
- Diebstahl von Spaltmaterial zur Herstellung von Kernwaffen.
- Diebstahl radioaktiven Materials zur vorsätzlichen Kontamination anderer.
- Sabotage von Nuklearanlagen.
- Sabotage des Transports von Nuklearmaterial.

Dazu werden in der Roadmap u.a. folgende FuE-Arbeiten angeregt:

- Erfassung der Art, Menge und Ort von waffenfähigem Spaltmaterial, von Ausgangsmaterial zur Herstellung von waffenfähigem Spaltmaterial und von gefährlichen radioaktiven Stoffen in jedem untersuchten System.
- Erfassung von Schwachstellen bezüglich der o.g. Proliferationspfade in jedem betrachteten Brennstoffkreislauf sowie Erarbeitung von Maßnahmen zur Beseitigung der Schwachstellen.
- Bestimmung von Möglichkeiten, Schlüsseltechnologien der Reaktoren und des Brennstoffkreislaufs vor Weiterverbreitung zu schützen.
- Entwicklung von intrinsischen und extrinsischen Schutzmaßnahmen, um Diebstahl und Weiterverbreitung von Nuklearmaterial zu verhindern.
- Identifikation von möglichem Missbrauch durch Umbau oder Erweiterung der entwickelten Anlagen zur Herstellung von Kernwaffen.

Die Arbeiten erfordern eine intensive Zusammenarbeit mit der IAEA, um frühzeitig Möglichkeiten zur Überwachung des Spaltmaterials aufzuzeigen.

## **4 Der Euratom Beitrag zu GIF**

Schon zu einem frühen Zeitpunkt hatte das US/DOE einige Euratom Mitgliedsländer angesprochen und diese eingeladen, sich am Generation IV International Forum zu beteiligen. Obwohl dort großes Interesse an einer Teilnahme bestand, waren jedoch die Möglichkeiten dieser Länder eingeschränkt, und so entstand der Wunsch nach einer gemeinsamen europäischen Vorgehensweise. Die Europäische Kommission (EC) organisierte dazu zunächst mehrere Diskussionsveranstaltungen, um einen möglichen Beitrag der Euratom zu GIF zu erarbeiten. Hilfreich war dabei das Netzwerk MICANET des 5. Rahmenprogramms der EC, in dem innovative Konzepte bereits häufiger diskutiert wurden. Im November 2002 entschied die Europäische Kommission, dass Euratom dem Generation IV International Forum beitreten sollte und beauftragte das JRC, den Beitritt zu verhandeln. Schließlich unterzeichnete die Europäische Kommission am 30. Juli 2003 den Zusammenarbeitsvertrag mit GIF.

Im Rahmen des Euratom-Abkommens hat die Europäische Kommission die Möglichkeit, Forschungs- und Entwicklungsvorhaben in der Kerntechnik zu initiieren und zu fördern. Sie

---

führt dies in Form von mehrjährigen Rahmenprogrammen zur Kernspaltung und zum Strahlenschutz aus. Die FuE-Finanzierung erfolgt auf zweierlei Wegen:

- a) Als direkte Finanzierung von FuE-Programmen in den Joint Research Centres (JRC) der Europäischen Kommission,
- b) als indirekte Teil- oder Vollfinanzierung von FuE-Projekten von Konsortien der Mitgliedsstaaten in Form von integrierten Projekten, Netzwerken oder spezifisch ausgerichteten Forschungsprojekten.

Darüber hinaus können Mitgliedsländer oder Beitrittsländer, die sich an GIF-Projekten beteiligen möchten, ihren Beitrag über die Euratom-Mitgliedschaft in GIF auch ohne eine Finanzierung der EC einbringen. Zwei Euratom-Länder (Frankreich und das Vereinigte Königreich) sind bereits volle Mitglieder des GIF und haben sich verpflichtet, ihren direkten Beitrag zu GIF zu leisten. Sie können sich natürlich darüber hinaus auch an den FuE-Programmen der EC und damit indirekt an GIF beteiligen.

Ein direkter Beitrag der Euratom in ihren JRC Forschungszentren in Petten und Karlsruhe könnte z. B. im Bereich der Brennstoffentwicklung liegen, etwa für gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren oder für Reaktoren zur Transmutation von Minoren Aktiniden. Werkstoffuntersuchungen, wie z. B. Hüllrohrwerkstoffe in Wechselwirkung mit Brennstoff, sind eine weitere Stärke dieser Zentren. Art und Umfang des Beitrags ist jedoch noch zu verhandeln.

Als Initiative zur indirekten Förderung von Projekten durch Konsortien hat die Europäische Kommission im November 2003 zu Vorschlägen aufgerufen, um die Forschung und Entwicklung innovativer Konzepte der Kernenergie zu fördern [2]. Dieser Aufruf ist als Beitrag der Euratom zu GIF gedacht und sieht eine Förderung innovativer Konzepte von ca. 10 M€ im Zeitraum 2004 bis 2006 vor. Um diese Forschungsmittel effektiv einzusetzen, sollen jedoch nur 3 der 6 von GIF vorgeschlagenen Kernenergiesysteme gefördert werden. Der Aufruf umfasst:

Hoch- und Höchsttemperaturreaktoren mit dem Ziel einer weiteren Bewertung und Entwicklung der Technologien, die benötigt werden für die Auslegung und Genehmigung von Hochtemperaturreaktoren mit modularem direktem Kreislauf (HTR mit Betriebstemperaturen um 860 °C) und für Höchsttemperaturreaktoren (VHTR mit Betriebstemperaturen um 1000 °C). Die Forschung soll sich unter anderem erstrecken auf

- Vorentwurf des Reaktorsystems
- Reaktorphysik in HTR-Kernen
- Sicherheits- und Genehmigungsfragen
- Brennstofftechnologie
- Ende des Kernbrennstoffkreislaufs (z. B. hoher Abbrand zur Minimierung des Abfallanfalls, Transmutation und Abfallentsorgung)
- Werkstoffe
- Komponenten und Systeme
- Wasserstofferzeugung

Gasgekühlte schnelle Reaktoren (GFR), mit dem Ziel einer Bewertung der potentiellen Auslegungskonzepte für die Verwirklichung sowie Ermittlung und Entwicklung der erforderlichen Schlüsseltechnologien. Die Forschung soll sich u. a. erstrecken auf

- Entwicklung von GFR-Auslegungskonzepten,

- 
- Sicherheitsstudien einschließlich Nachwärmeabfuhr,
  - physikalische Eigenschaften des Reaktorkerns,
  - Hochtemperaturwerkstoffe,
  - Untersuchung von Brennstoffen und des Kernbrennstoffkreislaufs.

Wassergekühlte Reaktoren mit überkritischen Dampfzuständen (SCWR) mit dem Ziel einer gründlichen Bewertung des Systems im Hinblick auf die Feststellung seines künftigen Potentials. Gedacht ist dabei an folgende Aufgaben

- Anpassung der SCWR-Auslegung an die EUR-Spezifikationen, insbesondere hinsichtlich der Sicherheit,
- Kostenbewertungen,
- Reaktorkernauslegung,
- Korrosionstests für Brennelement-Hüllrohrmaterialien,
- Entwicklung geeigneter Computercodes mit relevanten Validierungsversuchen im Hinblick auf die Durchführung von Sicherheitsanalysen und einer Bewertung der Machbarkeit passiver Sicherheitssysteme.

Die Vorschläge werden bis April 2004 erbeten. Mit einer Förderung wird ab ca. Ende 2004/Anfang 2005 gerechnet. Bedingt durch die notwendigen Abstimmungen nicht nur unter den Konsortialpartnern in Europa, sondern nunmehr auch mit den GIF-Mitgliedsländern außerhalb Europas ist die Projektplanung nun zweifellos aufwändiger geworden. Ein kleiner Beitrag der Euratom zum GIF wird dafür aber hoch belohnt durch Forschungsergebnisse anderer Länder, die die Partner kostenlos austauschen. Im Ganzen gesehen ist die Zusammenarbeit im Generation IV International Forum damit sicherlich für alle Beteiligten ein Gewinn.

## 5 Literatur

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, issued by the US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, Dec. 2002, <http://gif.inel.gov/roadmap>
2. Euratom Forschungs- und Ausbildungsprogramm auf dem Gebiet der Kernenergie (2002-2006), Arbeitsprogramm 2004, [www.cordis.lu/fp6-euratom/nutech.htm](http://www.cordis.lu/fp6-euratom/nutech.htm)