

# Generation IV International Forum

Das **Generation IV International Forum (GIF)** ist ein Forschungsverbund, der sich der gemeinsamen Erforschung und Entwicklung zukünftiger [Kernkraftwerke](#) verschrieben hat. Diese Kraftwerke der sogenannten IV. Generation sollen ab dem Jahr 2030 einsatzfähig sein.

## Inhaltsverzeichnis

- [1 Geschichte](#)
- [2 Entwicklungsziele](#)
  - [2.1 Nachhaltigkeit](#)
  - [2.2 Wirtschaftlichkeit](#)
  - [2.3 Sicherheit](#)
- [3 Reaktortypen](#)
  - [3.1 Höchsttemperaturreaktor](#)
  - [3.2 Überkritischer Leichtwasserreaktor](#)
  - [3.3 Flüssigsalzreaktor](#)
  - [3.4 Schneller gasgekühlter Reaktor](#)
  - [3.5 Schneller natriumgekühlter Reaktor](#)
  - [3.6 Schneller bleigekühlter Reaktor](#)
- [4 Weblinks](#)
- [5 Quellen](#)

## Geschichte

Das *Generation IV International Forum* wurde im Mai 2001 unter Federführung des [United States Department of Energy](#) von folgenden neun Nationen gegründet:

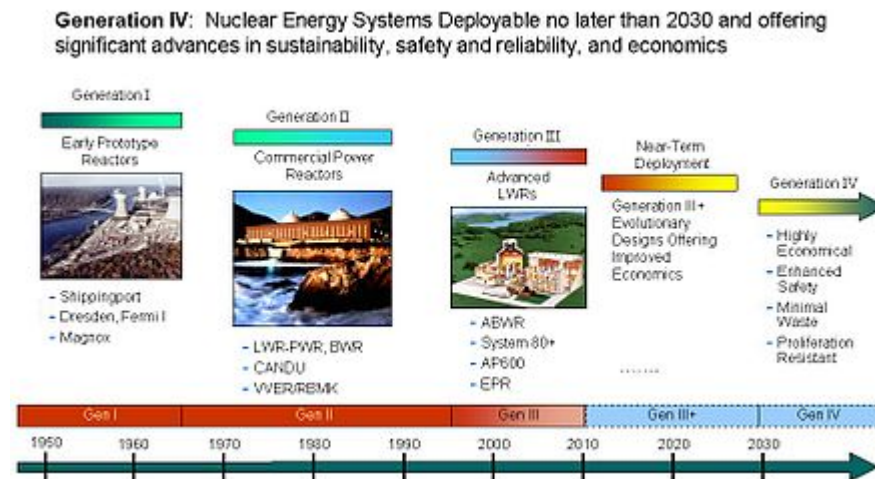
-  [Argentinien](#)
-  [Brasilien](#)
-  [Vereinigtes Königreich](#)
-  [Frankreich](#)
-  [Japan](#)
-  [Kanada](#)
-  [Südafrika](#)
-  [Südkorea](#)
-  [Vereinigte Staaten](#)

Die Schweiz trat dem Forum 2002 bei, die [Europäische Atomgemeinschaft](#) stieß 2003 als elftes Mitglied zum GIF. 2006 wurden auch China und Russland Mitglieder.

-  [Schweiz](#)
-  [Europäische Union](#) ([Europäische Atomgemeinschaft](#))
-  [Russland](#)
-  [China](#)

Argentinien, Brasilien und Großbritannien sind nichtaktive Mitglieder, das heißt sie sind (noch) nicht in die aktive Entwicklung eingebunden, profitieren aber von den Forschungs- und Entwicklungsergebnissen. <sup>[1]</sup>

## Entwicklungsziele



Die bisherigen Kernkraftwerke der Generation III und III+ ([Europäischer Druckwasserreaktor](#)) sind meist [Leichtwasserreaktoren](#), die angereichertes Uran als Brennstoff verwenden. Wenn die Brennstäbe wieder aus dem Reaktor entfernt werden, enthalten sie zu 96 % unverbrauchtes Uran und 1 % Plutonium. Beides sind Stoffe, die im Prinzip zu neuen Brennelementen verarbeitet werden könnten. Die restlichen 3 % sind Spaltprodukte und höhere [Actinoide](#), die den eigentlichen radioaktiven Abfall ausmachen. Es wird also ein Großteil des möglichen Brennstoffes in die [Endlagerung](#) überführt, auch langlebige [Transurane](#). Im Falle der direkten Endlagerung der abgebrannten Brennelemente fallen pro Jahr bei einem großen Kernkraftwerk etwa 50 m<sup>3</sup> hochradioaktive Abfälle an, im Falle der [Wiederaufarbeitung](#) sind es noch etwa 7 m<sup>3</sup> pro Jahr, dafür ist allerdings der Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage notwendig und das Volumen des schwach- und mittelaktiven Abfalls steigt auf das Fünffache.

Wenn das Erdöl zur Neige geht, wird außerdem die Bereitstellung von mehr Energie aus anderen Quellen notwendig sein. Je nach Anwendungsfall muss diese nicht immer in Form von elektrischer Energie vorliegen: Kernkraftwerke der IV. Generation sollen auch zur [Wasserstoffherstellung](#) ([Schwefelsäure-Iod-Verfahren](#)) und zur Produktion von [XtL-Kraftstoffen](#) ([Kohleverflüssigung](#)+[Fischer-Tropsch-Synthese](#)) Prozesswärme liefern, [Fernwärmenutzung](#) ist ebenfalls geplant.

Ziele für die Entwicklung der Kernkraftwerke der IV. Generation sind deshalb:

### Nachhaltigkeit

- möglichst effektive Nutzung der zur Verfügung stehenden Kernbrennstoffe
- mögliche Nutzung alternativer Brennstoffe wie Thorium und Plutonium aus Kernwaffen
- Minimierung und weitestgehende Selbstverwertung von radioaktiven Abfällen
- möglichst nur Abfälle mit geringer Halbwertszeit (<100 Jahre)

## Wirtschaftlichkeit

### geringere Lebenszykluskosten gegenüber anderen Energieformen

- mit anderen Energieformen vergleichbares finanzielles und technisches Risiko
- wirtschaftliche [Kohleveredlung](#) und [Wasserstoffherstellung](#)
- Fernwärmenutzung

## Sicherheit

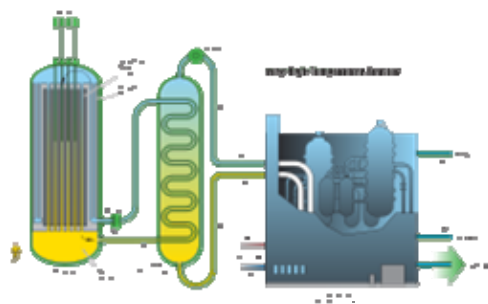
- hohe Sicherheitsstandards
- sehr geringe Wahrscheinlichkeit von schweren Reaktorschäden
- Eliminierung des Bedarfs an externer Notfallversorgung
- möglichst unattraktive Quelle für [Diebstahl oder Abzweigung von spaltbarem Material](#)
- [Uran-Anreicherung](#) sollte für den Betrieb nicht nötig sein
- möglichst sicher gegenüber terroristischen Anschlägen
- [Containment](#) mit [Inertgas](#) gefüllt, um Brände auszuschließen

## Reaktortypen

Im Dezember 2002 wurde die sogenannte **Technology Roadmap** veröffentlicht, die sechs Reaktortypen beschreibt, die als geeignet angesehen werden, die Entwicklungsziele zu erreichen beziehungsweise diesen zu entsprechen.<sup>[2]</sup> Jeder Reaktortyp wird hinsichtlich seiner Eigenschaften bewertet, sowie Forschungsschwerpunkte genannt, die bewältigt werden müssen, um die Einsatzreife des jeweiligen Typs zu erreichen.


Im Folgenden eine Übersicht über die sechs Reaktortypen mit kurzer Beschreibung, für Details sind die jeweiligen Fachartikel hinzuzuziehen. Es folgt bei jedem Typ eine kurze Auflistung seiner Vor- und Nachteile im Vergleich zu den anderen. Für die Vor- und Nachteile der Kernenergie allgemein sei auf den Artikel [Kernenergie](#) verwiesen. Ferner wurde die Entwicklung eines Reaktortyps auf die Mitglieder des *GIF* aufgeteilt, die Länderteams sind ebenfalls aufgelistet.<sup>[3]</sup> Im Einzelnen handelt es sich um:

## Höchsttemperaturreaktor



 Schema eines Höchsttemperaturreaktors zur Wasserstoffproduktion



 Brennstoffkugel, ca. 6 cm Durchmesser

(Very-High-Temperature Reactor, VHTR)

Der [Hochtemperaturreaktor](#) ist ein Konzept, bei dem der Kern in Form eines Prismen- oder Kugelhafens vorliegt. Die Kugeln bestehen aus [Graphit](#) und besitzen im Inneren kleine Körner aus Uran- oder Thoriumkeramik, die 5% der Kugelmasse ausmachen. Das Graphit wirkt als Moderator und schützt den Brennstoff vor der Umgebung im Reaktor. Der Haufen wird mit gasförmigem Helium durchspült, um die Wärme abzuführen. Das Gas besitzt eine Kernaustrittstemperatur von über 1000°C und wird anschließend direkt in einer [Turbine](#) entspannt. Die geringe Leistungsdichte von 6 MW/m<sup>3</sup> macht den Höchsttemperaturreaktor inhärent sicher, d.h. es kann keine Kernschmelze stattfinden. Mit zunehmender Temperatur des Reaktors erhöht sich die thermische Geschwindigkeit der Brennstoffatome, was die Wahrscheinlichkeit des Neutroneneinfangs durch <sup>238</sup>Uran erhöht und dadurch die Reaktionsrate reduziert. Bauartbedingt gibt es also eine maximale Reaktortemperatur; wenn diese unterhalb des Schmelzpunktes des Reaktormaterials liegt, kann keine Kernschmelze stattfinden. Dafür muss allerdings sichergestellt sein, dass der Reaktor die entstehende Wärme passiv nach außen abstrahlen kann. Die hohe Kernaustrittstemperatur kann als Prozesswärme im [Schwefelsäure-Iod-Verfahren](#) verwendet werden, um Wasserstoff herzustellen oder um Kohle zu veredeln ([XtL-Kraftstoff](#)).<sup>[4]</sup>

#### **Vorteile:**

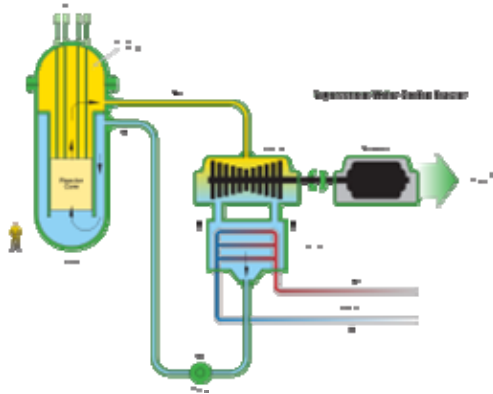
- hoher Wirkungsgrad (50%)
- keine Kernschmelze möglich
- Uran und Thorium als Brennstoff möglich
- Helium wird nicht [radioaktiv](#)
- druckloser Kreislauf
- Prozesswärme für Wasserstoffherstellung oder Kohleveredelung

#### **Nachteile:**

- Graphit als Moderator
- hohe thermische Lasten

**Entwicklungsteam:** Kanada, China, Euratom, Frankreich, Japan, Korea, Schweiz, USA, Südafrika

# Überkritischer Leichtwasserreaktor



Schema eines überkritischen Leichtwasserreaktors

(Super-Critical Water-Cooled Reactor, SCWR)

Der *Überkritische Leichtwasserreaktor* ist ein [thermischer Reaktor](#), der überkritisches Wasser als Arbeitsmedium verwendet. Der Aufbau entspricht einem [Siedewasserreaktor](#) mit einem einfachen Kreislauf, das Arbeitsmedium Wasser befindet sich aber stets über dem [kritischen Punkt](#), es finden also im Primärkreislauf keine [Phasenübergänge](#) statt. Die Kerntemperatur ist höher als bei Siede- und Druckwasserreaktoren. Das Wasser wird in einem einfachen Kreislauf in die Turbine gespeist, um Energie zu gewinnen. Das superkritische Wasser wirkt als Moderator, jedoch werden die Neutronen nur teilweise moderiert, um die Leistungsdichte zu erhöhen und um die [Transmutation](#) von [Actinoiden](#) zu ermöglichen. Der Vorteil liegt im einfachen preisgünstigen Aufbau der Anlage und in hohen Wirkungsgraden (bis 45%). Wegen des hohen Druckes im Kreislauf ist das [Containment](#) dicker.<sup>[5]</sup>

## Vorteile:

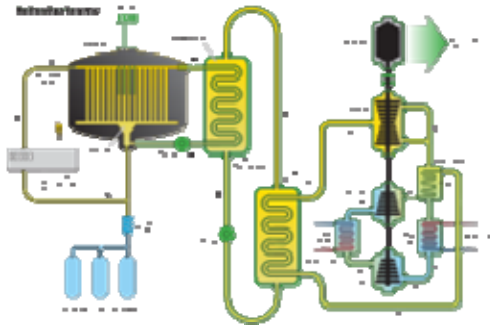
- hoher Wirkungsgrad (45%)
- einfacher Aufbau
- Transmutation langlebiger Radionuklide in kurzlebigerer durch schnelle Neutronen

## Nachteile:

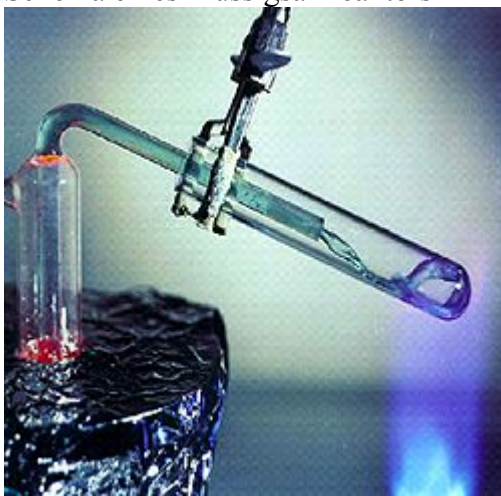
- Turbine wird wie im [Siedewasserreaktor](#) kontaminiert
- extremer Druck im Kreislauf (250 bar)
- stärkeres Containment notwendig
- Wasser kondensiert bei [Kühlmittelverluststörfall](#), die Leistung steigt kurz an ("Höcker")
- [Voidkoeffizient](#) je nach Konstruktion und Beladung leicht positiv oder stark negativ

**Entwicklungsteam:** Kanada, Euratom, Japan

# Flüssigsalzreaktor



Schema eines Flüssigsalzreaktors



Flüssiges F-Li-Be Salz

(Molten Salt Reactor, MSR)

In einem [Flüssigsalzreaktor](#) wird flüssiges Salz als Kühlmittel und Brennstoffträger verwendet. Versuche fanden bereits in den 1960er Jahren statt, um nuklear angetriebene Bomber damit auszustatten. Der Flüssigsalzreaktor besitzt 3 Kreisläufe. Im ersten dient ein Salz als Kühlmittel, zum Beispiel  $2\text{LiF}-\text{BeF}_2$ . In das Salz wird der Brennstoff gemischt, der ebenfalls als Salz vorliegt. In Frage kommen hier  $^{235}\text{UF}_4$  und  $^{232}\text{ThF}_4$  als 1 bis 2-prozentige Beimischung. Es gibt auch Überlegungen, waffenfähiges Plutonium als Brennstoff  $^{239}\text{PuF}_3$  zu verwenden, das bei der Verschrottung von Kernwaffen anfällt.<sup>[6]</sup> Das durch die Hitze flüssige Salz wird durch einen „Reaktorkern“ aus Graphit gepumpt. Da Graphit als Moderator wirkt, kommt es hier zu [Kernspaltungen](#), das Salz erhitzt sich auf fast  $800\text{ °C}$ . Nach Verlassen der Reaktionszone fließt das Kühlmittel zum ersten [Wärmetauscher](#). Die Wärme wird dort an einen zweiten Flüssigsalzkreislauf abgegeben, der ohne Brennstoffe zirkuliert und Kontaminationen bei Wärmetauscherlecks vorbeugen soll. Die Wärme wird schließlich an den dritten Kreislauf abgegeben, der einen [Turbosatz](#) antreibt. Unter dem Graphitkern befindet sich ein wassergekühltes Ventil, das durchschmilzt, falls die Kühlung ausfallen sollte, abgeschaltet wird oder die Temperatur im Brennstoffkreislauf zu hoch wird. Die Schwerkraft lässt das Salz in Tanks fließen. Die Tanks sind gekühlt, um die Nachzerfallswärme aufzunehmen (stehen zum Beispiel in einem Wasserbecken), und so angeordnet, dass keine [kritische Masse](#) der Schmelze zustande kommt.<sup>[7]</sup>

## Vorteile:

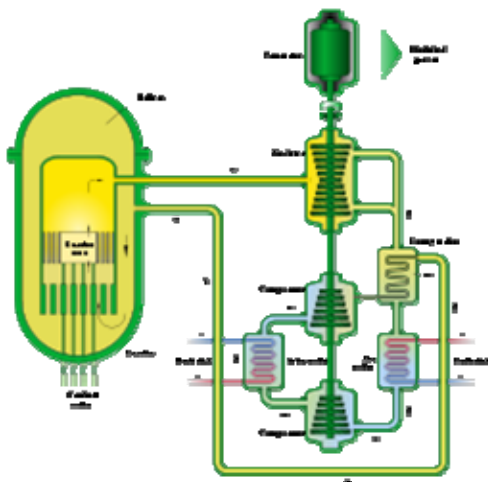
- Reaktorkern ist bereits geschmolzen
- $^{135}\text{Xe}$  kann problemlos abgesaugt und aus dem Primärkreislauf entfernt werden
- Reaktorschnellabschaltung erfolgt konstruktionsbedingt automatisch
- druckloser Primär- und Sekundärkreislauf
- kleine Bauweisen möglich
- Uran, Thorium und möglicherweise auch Plutonium als Brennstoff möglich
- Prozesswärme für Wasserstoffherstellung oder Kohleveredelung

## Nachteile:

- Li-7 muss im Primärkreislauf verwendet werden, da sonst [Fluorwasserstoff](#) entsteht
- drei Kreisläufe
- Graphit als Moderator

**Entwicklungsteam:** Euratom, Frankreich

## Schneller gasgekühlter Reaktor



Schema eines schnellen gasgekühlten Reaktors

(Gas-Cooled Fast Reactor, GFR)

Der *schnelle gasgekühlte Reaktor* verwendet [schnelle Neutronen](#) zur Spaltung des Brennstoffs und einen direkten Heliumkreislauf, um einen hohen Wirkungsgrad zu erzielen. Die Leistungsdichte des Kerns ist höher als bei Hochtemperaturreaktoren. Als Brennstoff kommen Uran, Thorium oder Plutonium oder Mischungen davon zum Einsatz. Der Brennstoff liegt in keramischer Form vor und ist dadurch sehr temperaturbeständig, ebenfalls sind mit Keramik umhüllte Brennelemente denkbar. Durch die Verwendung von unmoderierten Neutronen kommt es auch zu [Transmutationen](#) von [Transuranen](#), was den Atommüll reduziert. Der Reaktorkern ist aus nadel- oder plattenförmigen Brennstoffanordnungen oder prismatischen

Blöcken aufgebaut. Die hohe Kernaustrittstemperatur von etwa  $>850^{\circ}\text{C}$  kann als Prozesswärme im [Schwefelsäure-Iod-Verfahren](#) verwendet werden, um Wasserstoff herzustellen oder zur Kohleveredelung ([XtL-Kraftstoff](#)).<sup>[8]</sup>

#### Vorteile:

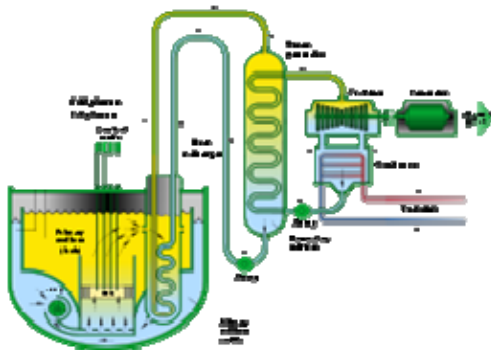
- einfacher Aufbau
- Helium als Kühlmittel wird nicht radioaktiv
- extrem temperaturbeständiger Kern (Schmelzpunkt Thoriumdioxid  $3390^{\circ}\text{C}$ )
- Prozesswärme für Wasserstoffherstellung oder Kohleveredelung
- Transmutation langlebiger Radionuklide in kurzlebiger durch schnelle Neutronen

#### Nachteile:

- hohe thermische Lasten
- hoher [Neutronenfluss](#)

**Entwicklungsteam:** Euratom, Frankreich, Japan, Schweiz

## Schneller natriumgekühlter Reaktor



Schema des schnellen natriumgekühlten Reaktors

(Sodium-Cooled Fast Reactor, SFR)

Der *schnelle natriumgekühlte Reaktor* ist ein [Brutreaktor](#), das heißt er kann mehr Brennstoff produzieren als er selbst verbraucht. Die Effizienz soll durch das Erbrüten von Plutonium aus [Natururan](#) gesteigert werden. Der Reaktor verwendet schnelle Neutronen, um die Kernspaltung aufrecht zu erhalten. Wenn der Reaktor überhitzt, erhöht sich die thermische Geschwindigkeit der Uranatome, was die Wahrscheinlichkeit des Neutroneneinfangs durch  $^{238}\text{U}$  erhöht und dadurch die Spaltungsrate reduziert. Der Reaktor ist somit allein durch das physikalische Verhalten der enthaltenen Brennstoffe vor einer Kernschmelze geschützt, ohne dass zusätzliche Sicherheitsvorrichtungen erforderlich wären. Zur Wärmeabfuhr wird flüssiges Natrium verwendet, die Kernaustrittstemperatur beträgt maximal  $550^{\circ}\text{C}$ . Der Reaktorkern sitzt in einem Becken aus flüssigem Natrium. Über einen Wärmetauscher wird die Wärme an einen zweiten Natriumkreislauf abgegeben, dieser dient bei Leckagen als



Schutz, da Natrium sehr reaktionsfreudig ist. Im dritten Kreislauf wird Wasser verdampft, um einen [Turbosatz](#) anzutreiben.<sup>[9]</sup>

#### Vorteile:

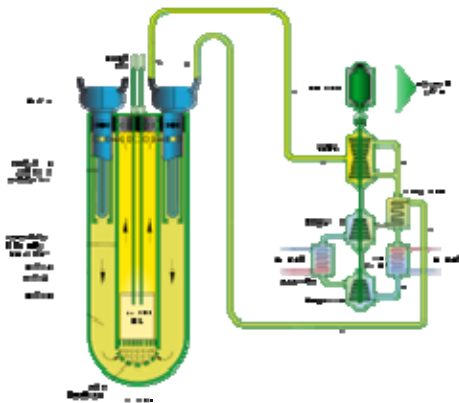
- Erbrüten von Brennstoff
- passiv sicher
- druckloser Primär- und Sekundärkreislauf
- Transmutation langlebiger Radionuklide in kurzlebigere durch schnelle Neutronen

#### Nachteile:

- drei Kreisläufe
- das als Kühlmittel eingesetzte [Natrium](#) ist sehr reaktionsfreudig
- komplexes, teures System
- Erbrüten von waffenfähigem Plutonium

**Entwicklungsteam:** China, Euratom, Frankreich, Japan, Korea, USA

## Schneller bleigekühlter Reaktor



Schema eines schnellen bleigekühlten Reaktors

(Lead-Cooled Fast Reactor, LFR)

Der *schnelle bleigekühlte Reaktor* verwendet schnelle Neutronen und eine [eutektische](#) Blei/Wismut-Legierung zur Wärmeabfuhr. Das System wird auch als "nukleare Batterie" bezeichnet, da es Jahrzehnte (15 bis 20 Jahre) ohne Neubefüllung betrieben werden kann. Es gibt keine Pumpen im Primärkreislauf, gekühlt wird durch natürliche Konvektion. Der Brennstoff liegt in metallischer Form vor und besteht aus angereichertem  $^{235}\text{Uran}$ , [MOX](#) und Transuranen. Durch die lange Verweildauer der Brennelemente im Reaktor ist die Wahrscheinlichkeit einer Kernspaltung pro einzeltem Atom über die Zeit erhöht, das heißt auch Teilchen mit kleinem [Wirkungsquerschnitt \(Barn\)](#) können [gespalten](#) werden oder zumindest [transmutieren](#). Die Kernaustrittstemperatur beträgt ungefähr  $560^{\circ}\text{C}$ , die maximale Temperatur des mit [Kohlendioxid](#) als Arbeitsgas betriebenen [Joule-Kreisprozesses](#)  $400^{\circ}\text{C}$ .

Der Wirkungsgrad beträgt etwa 44%. Das Blei muss immer flüssig gehalten werden, da der Reaktor sonst unbrauchbar würde.<sup>[10][11]</sup>

#### **Vorteile:**

- geringe thermische Lasten
- druckloser Primärkreislauf
- keine Pumpen
- Blei besitzt hohen Siedepunkt und gute [Abschirmungseigenschaften](#)
- Transmutation langlebiger Radionuklide in kurzlebige durch schnelle Neutronen

#### **Nachteile:**

- Blei als Kühlmittel muss flüssig bleiben

**Entwicklungsteam:** Euratom, Japan

## **Weblinks**

### **[Homepage des GIF](#)**

- [Technology Roadmap des Gen IV](#)
- [Updated Generation IV Reactors Integrated Materials Technology Program Plan Revision 2](#)
- [Erläuterung der Generation IV vom Forschungszentrum Karlsruhe](#) (PDF; 1,12 MB)
- [Enthält Berichte der US-Regierung über Reaktorbauarten, über 10.000 Seiten der vergangenen 50 Jahre](#)

#### **SCWR**

- [SCWR Berechnungen Idaho National Laboratory](#)
- [SCWR Berechnung mit schnellen Neutronen, Uni Stuttgart](#)

## **Quellen [[Bearbeiten](#)]**

1. ↑ <http://www.gen-4.org/GIF/About/membership.htm>
2. ↑ <http://www.euronuclear.org/info/generation-IV.htm>
3. ↑ <http://www.gen-4.org/images/flash/intro/index.html> Seite 21
4. ↑ <http://www.gen-4.org/Technology/systems/vhtr.htm>
5. ↑ <http://www.gen-4.org/Technology/systems/scwr.htm>
6. ↑ [http://home.earthlink.net/~bhoglund/uri\\_MSR\\_WPu.html](http://home.earthlink.net/~bhoglund/uri_MSR_WPu.html)
7. ↑ <http://www.gen-4.org/Technology/systems/msr.htm>
8. ↑ <http://www.gen-4.org/Technology/systems/gfr.htm>
9. ↑ <http://www.gen-4.org/Technology/systems/sfr.htm>
10. ↑ <http://www.gen-4.org/Technology/systems/lfr.htm>
11. ↑ <http://nuclear.inl.gov/gen4/lfr.shtml>

Kategorien: [Organisation \(Nukleartechnik\)](#) | [Forschungsorganisation](#)

- Diese Seite wurde zuletzt am 3. August 2011 um 00:53 Uhr geändert.
- Der Text ist unter der Lizenz „[Creative Commons Attribution/Share Alike](#)“ verfügbar; zusätzliche Bedingungen können anwendbar sein. Einzelheiten sind in den [Nutzungsbedingungen](#) beschrieben.

Wikipedia® ist eine eingetragene Marke der Wikimedia Foundation Inc.