

# Ausgewählte Kernreaktoren der Generation IV

Prof. Dr.-Ing. Thomas Schulenberg  
Institut für Kern- und Energietechnik  
Karlsruher Institut für Technologie

Kerntechnisches Symposium, Dresden, 19. Okt. 2011



# Generation IV International Forum

Das Generation IV International Forum entwickelt und beurteilt Konzepte für Kernreaktoren, die ab ca. 2030 oder später benötigt werden könnten.

## Grundsätzliche Kriterien:

- sicher und zuverlässig
- wirtschaftlich
- minimaler Abfall
- nachhaltige Brennstoffnutzung
- proliferationsresistent

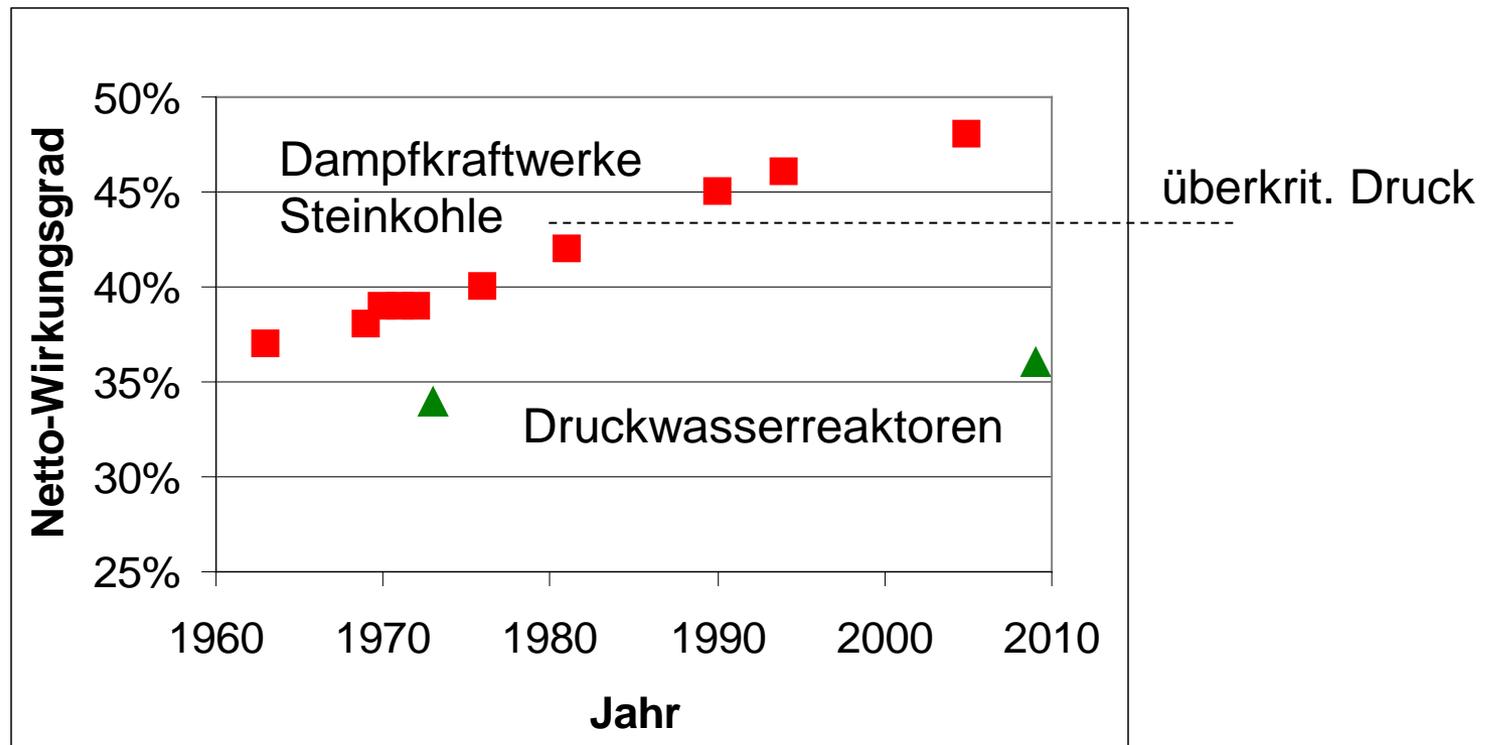


Die weltweite Verbundforschung konzentriert sich auf folgende 6 Konzepte:

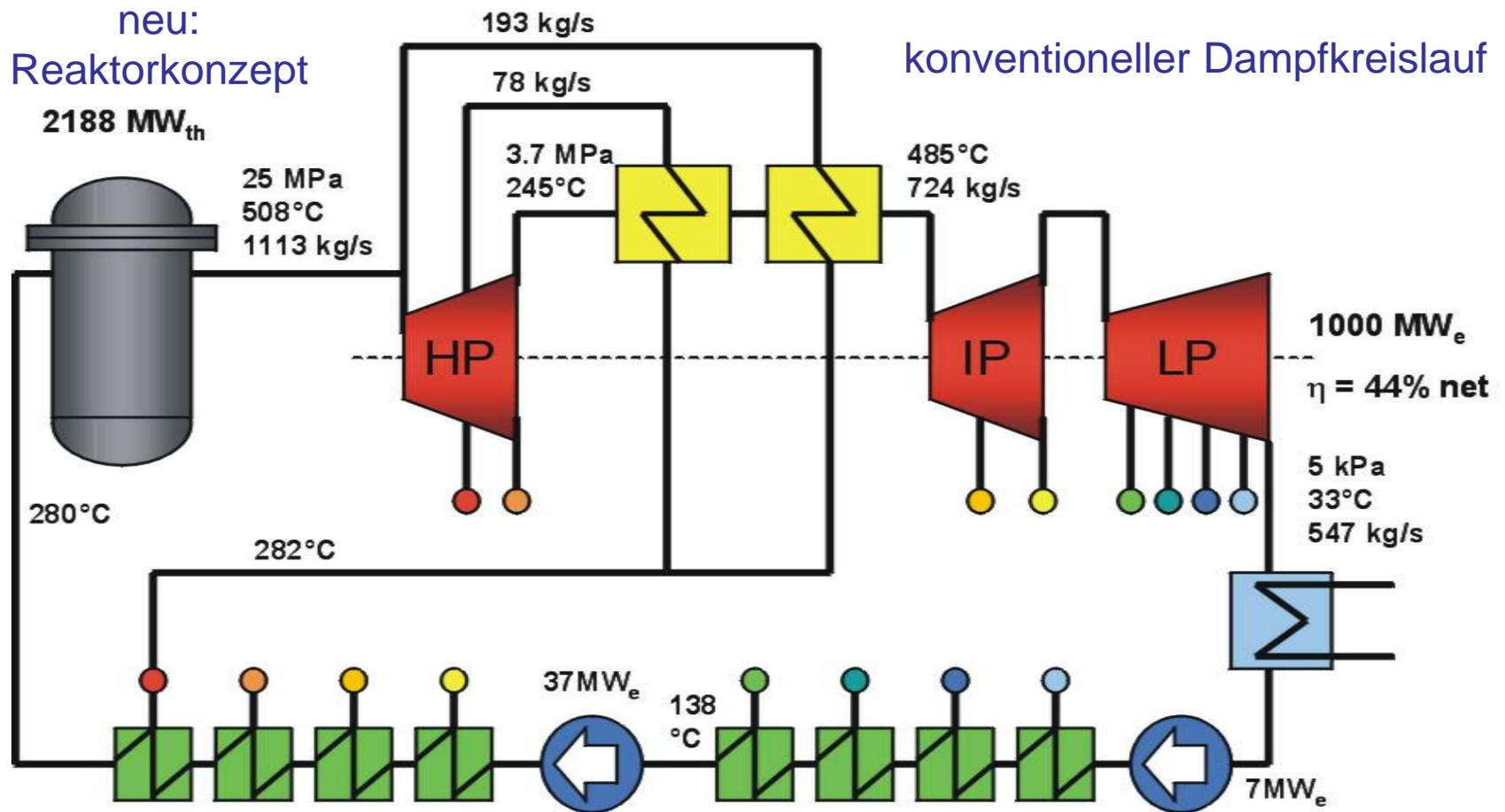
1. Leichtwasserreaktoren mit überkritischen Dampfzuständen
2. Heliumgekühlte Hochtemperaturreaktoren
3. Heliumgekühlte schnelle Reaktoren
4. Bleigekühlte schnelle Reaktoren
5. Natriumgekühlte schnelle Reaktoren
6. Salzschnmelzen-Reaktoren

# 1: Weiterentwicklung der DWR und SWR

Idee: kontinuierliche Verbesserung der Frischdampfzustände analog der Entwicklung fossil gefeuerter Dampfkraftwerke

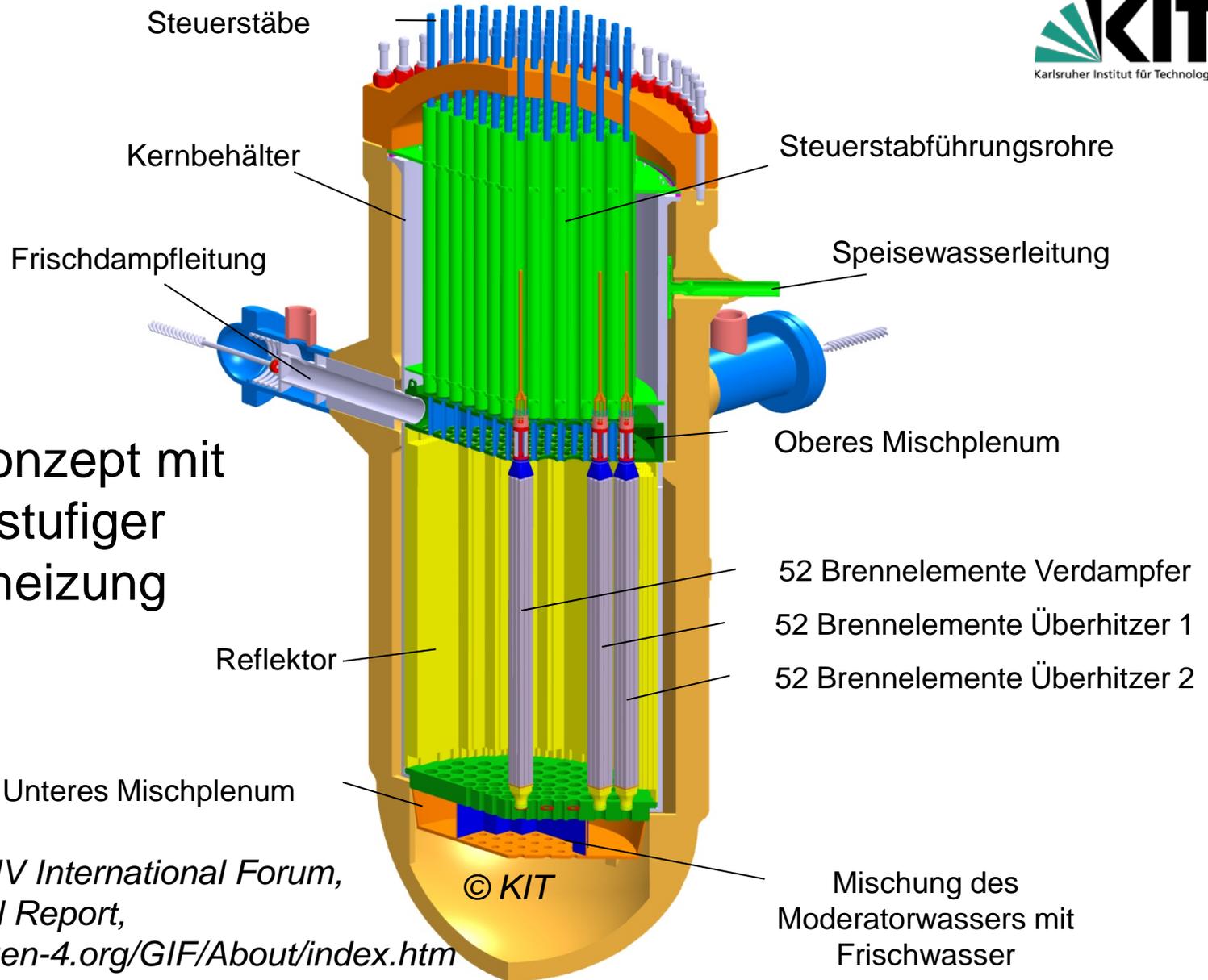


# Leichtwasserreaktor mit 500°C Kernaustrittstemperatur





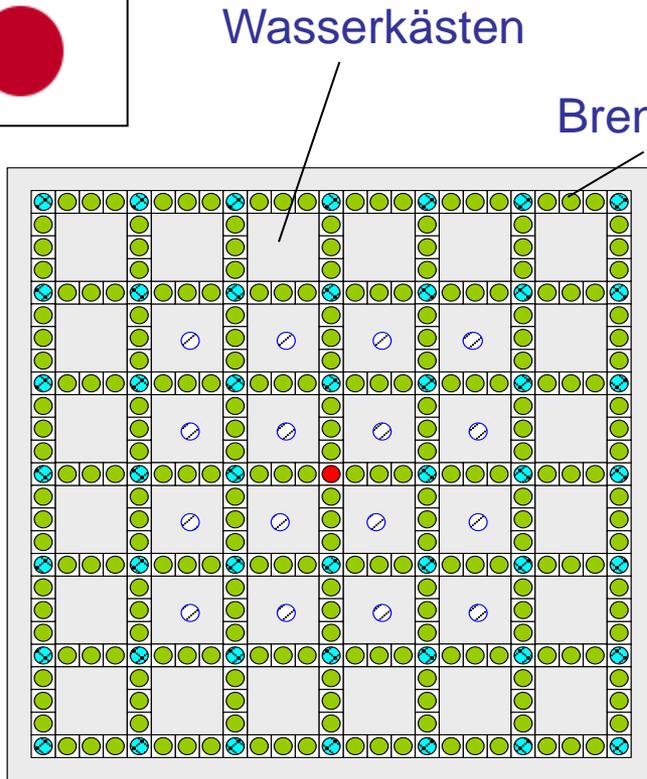
# Kernkonzept mit dreistufiger Aufheizung



© KIT

Generation IV International Forum,  
2007 Annual Report,  
<http://www.gen-4.org/GIF/About/index.htm>

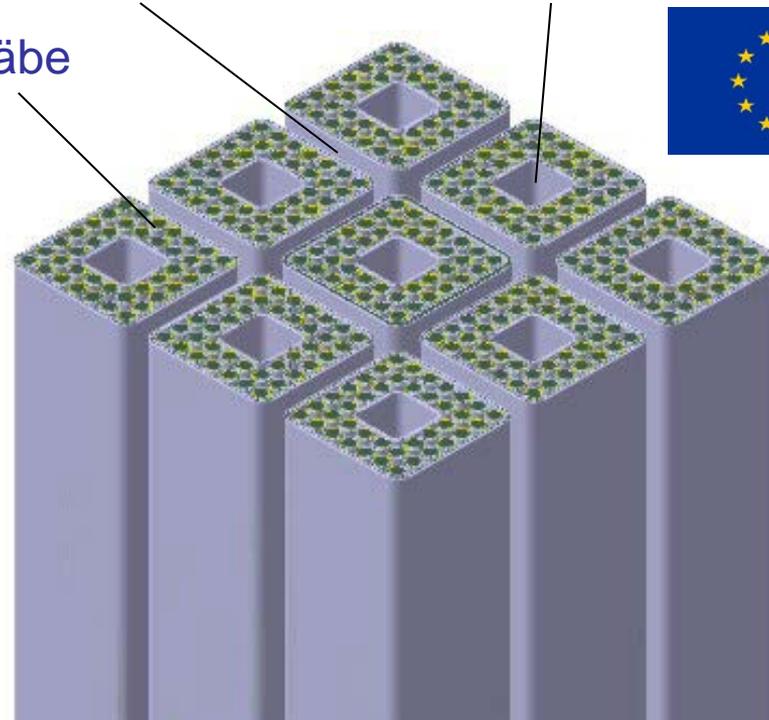
# Brennelementkonzepte



Y. Oka, S. Koshizuka, Y. Ishiwatari, A. Yamaji,  
*Super Light Water Reactors and Super Fast  
 Reactors, Springer, ISBN 978-1-4419-6034-4  
 (2010)*

Wasser zwischen  
 Brennelementen

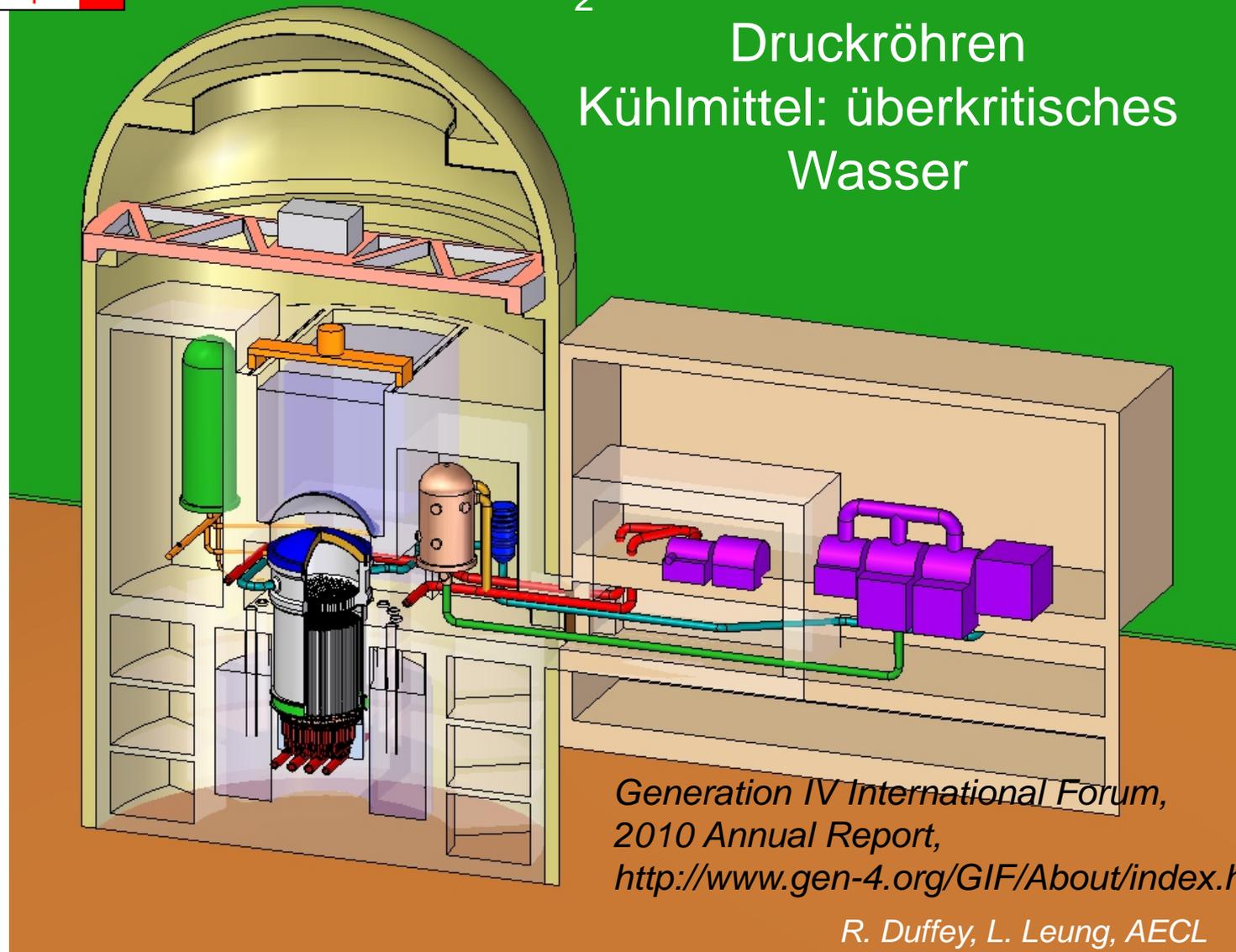
Wasserkästen



J. Hofmeister, *Dissertation Universität Karlsruhe,  
 FZKA 7248, 2006*



# D<sub>2</sub>O moderierter Reaktor mit Druckröhren Kühlmittel: überkritisches Wasser



*Generation IV International Forum,  
2010 Annual Report,  
<http://www.gen-4.org/GIF/About/index.htm>*

*R. Duffey, L. Leung, AECL*

## 2: Hochtemperatur-Reaktor

- Basis: Helium gekühlter Reaktor mit Graphitkugeln oder –blöcken (Deutschland, USA)
- Ziel: Kernaustrittstemperaturen 900 bis 1000°C
- Vorteile:
  - Stromerzeugung mit hohem Wirkungsgrad (45-50%)
  - Nutzung von nuklearer Prozesswärme z.B. zur Wasserstoffproduktion für den Verkehr, Meerwasserentsalzung, .. etc.
  - Inhärent sicherer Reaktor bei kleiner thermischer Leistung
  - Dann kein Notkühlsystem erforderlich.
- Herausforderungen:
  - Werkstoffe für mehr als 850°C Kernaustrittstemperatur
  - Wirtschaftlichkeit

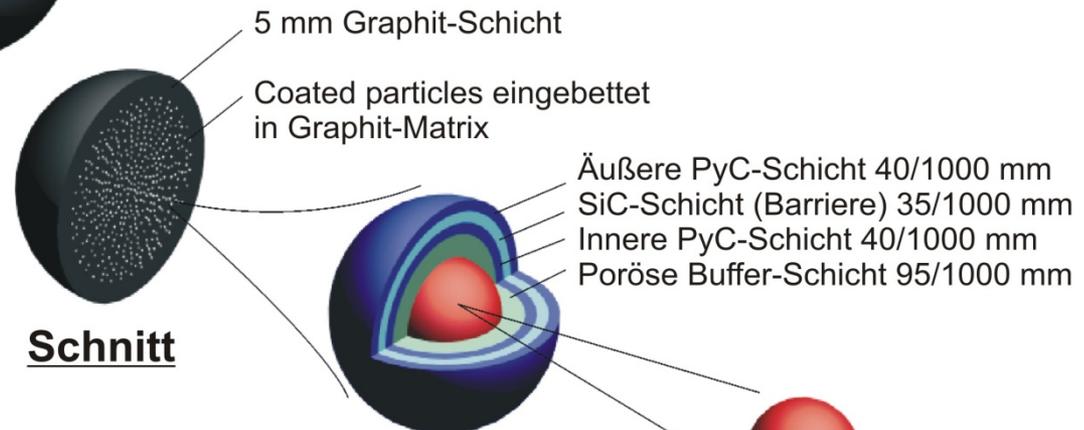


# Kugelhaufenreaktor

- Leistungsdichte  $5-10 \text{ MW}_{\text{th}}/\text{m}^3$
- Kugelförmige Brennelemente aus TRISO Partikeln



**Dia. 60 mm**  
**Kugelförmiges Brennelement**



**Schnitt**

**Dia. 0,92 mm**  
**TRISO Coated Particle**

**Dia. 0,5 mm**  
**Uran Dioxid Brennstoff-Kern**

# Beispiele von Hochtemperatur-Reaktoren



**HTR-PM**, 105 MW<sub>e</sub> Kugelhaufen-Reaktor  
Thermische Leistung 250 MW mit Dampferzeuger  
Entwickelt durch INET & Huaneng, China, in Bau,  
Prototyp mit 10 MW<sub>th</sub> bereits in Betrieb

*Weitere Informationen:*

*Z. Zhang et al., Nucl. Eng. Des. 236 (2006) 485-490*

*Z. Zhang et al., Nucl. Eng. Des. 239 (2009) 1212-1219*



**Modularer Kugelhaufenreaktor PBMR**

*Mit He-Turbine, Konzept: PBMR, Südafrika*

*Das Bauvorhaben wurde in 2010 leider aufgegeben*



**Hochtemperatur-Reaktor aus prismatischen Graphitblöcken**

*GT-MHR, 280 MW<sub>e</sub>, mit He-Turbine, General Atomics, USA*

*Weitere Informationen: <http://gt-mhr.ga.com/>*

# Nachhaltige Kernenergie

- Methode: Spaltung von  $^{238}\text{U}$  nach Konversion zu Plutonium  
$$\text{U-238} + \text{n} \longrightarrow \text{U-239} \longrightarrow \text{Pu-239}$$
- Recycling des Pu (und Am) zur Stromerzeugung und zur Entlastung des Endlagers von langlebigen Radionukliden.
- ermöglicht Stromerzeugung aus geförderttem, abgereichertem Uran und abgebrannten Brennelementen für mindestens 3000 Jahre!
- Benötigt wird.
  - Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum
  - Chemische Trennung von U und Pu aus abgebrannten Brennelementen
- Technische Machbarkeit bereits in den 80er Jahren demonstriert
  - z.B. in Karlsruhe: KNK Natrium gekühlter schneller Reaktor
  - WAK: Wiederaufarbeitung

# Proliferationsresistenz und physikalischer Selbstschutz

- Reines Pu-239 (aus kurzzeitig bestrahltem U-238) kann für Kernwaffen verwendet werden.
- Anteile anderer Pu-Isotope, Americium und andere Transurane (nach langer Neutronenbestrahlung) erhöhen die Aktivität des Brennstoffs und machen Pu unbrauchbar für Kernwaffen.

Ziel der 4. Generation:

- Erzeugung von Plutonium, das nicht für Kernwaffen verwendet werden kann.

## 4: Bleigekühlter schneller Reaktor



### SVBR 75/100

Elektr. Leistung	80 MW
Therm. Leistung	265 MW
Nettowirkungsgrad	34,5%
Kühlmittel	<b>PbBi</b>
Kühlmitteltemperatur	
Kerneintritt:	286°C
Kernaustritt:	435°C
Kernbeladezyklus:	6 Jahre
	dann wird der Kern als ganzes gewechselt

Sekundärkreislauf:

Sattdampfprozess mit 260°C

mit 6 Dampferzeugern im  
Reaktorbehälter

Passives Nachwärmeabfuhrsystem:

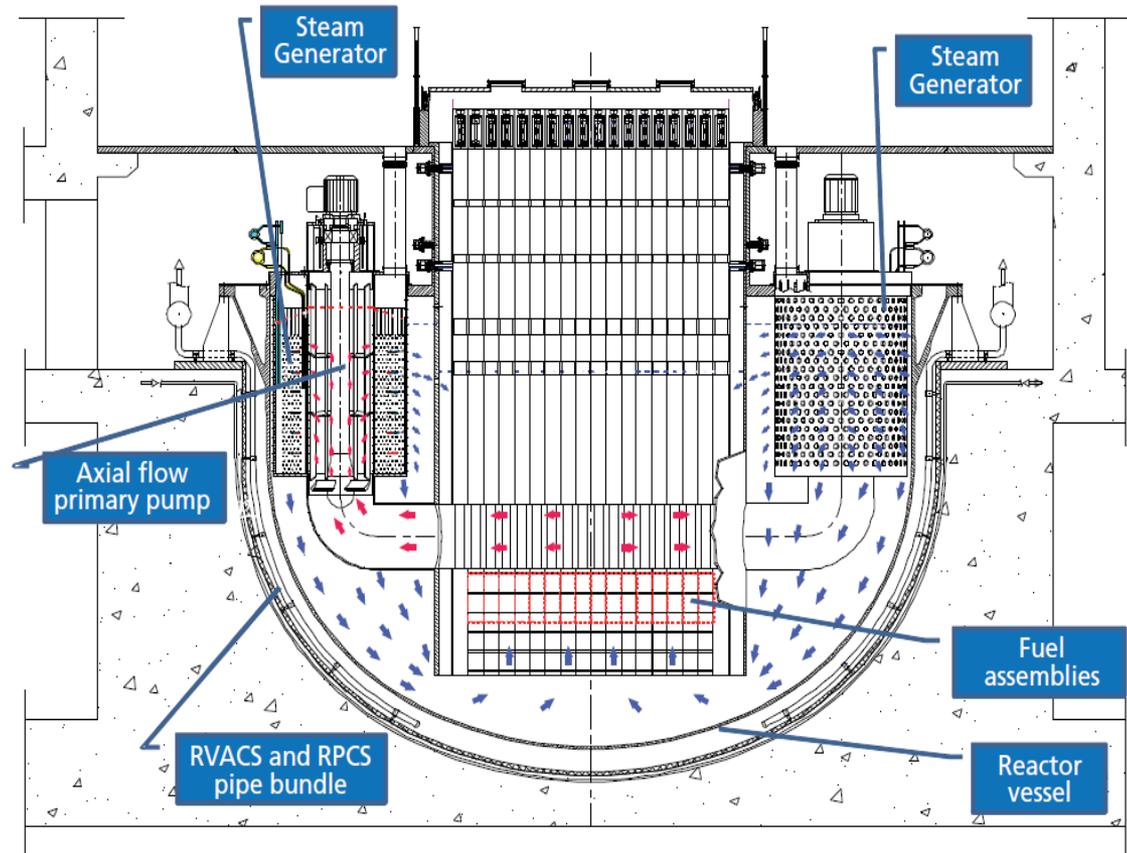
Wärmeabfuhr an ein  
Wasserbecken um den  
Reaktorbehälter

*Weitere Informationen:  
IAEA TECDOC 1531, 2006,  
ISBN 92-0-114206-4*



# Langfristiges Ziel: Bleigekühlter Reaktor

- Kühlmittel: reines Blei
- Temperaturen:
  - Kerneintritt: 400°C
  - Kernaustritt: 480°C
- Herausforderungen:
  - Korrosionsbeständige Werkstoffe für hohe Temperaturen
  - Zuverlässige Oxydschutzschichten
  - Wirtschaftliche Kraftwerkskonzepte



*Konzept: European Lead Cooled System (ELSY), 600MW<sub>e</sub>  
Generation IV International Forum, 2008 Annual Report  
<http://www.gen-4.org/GIF/About/index.htm>*

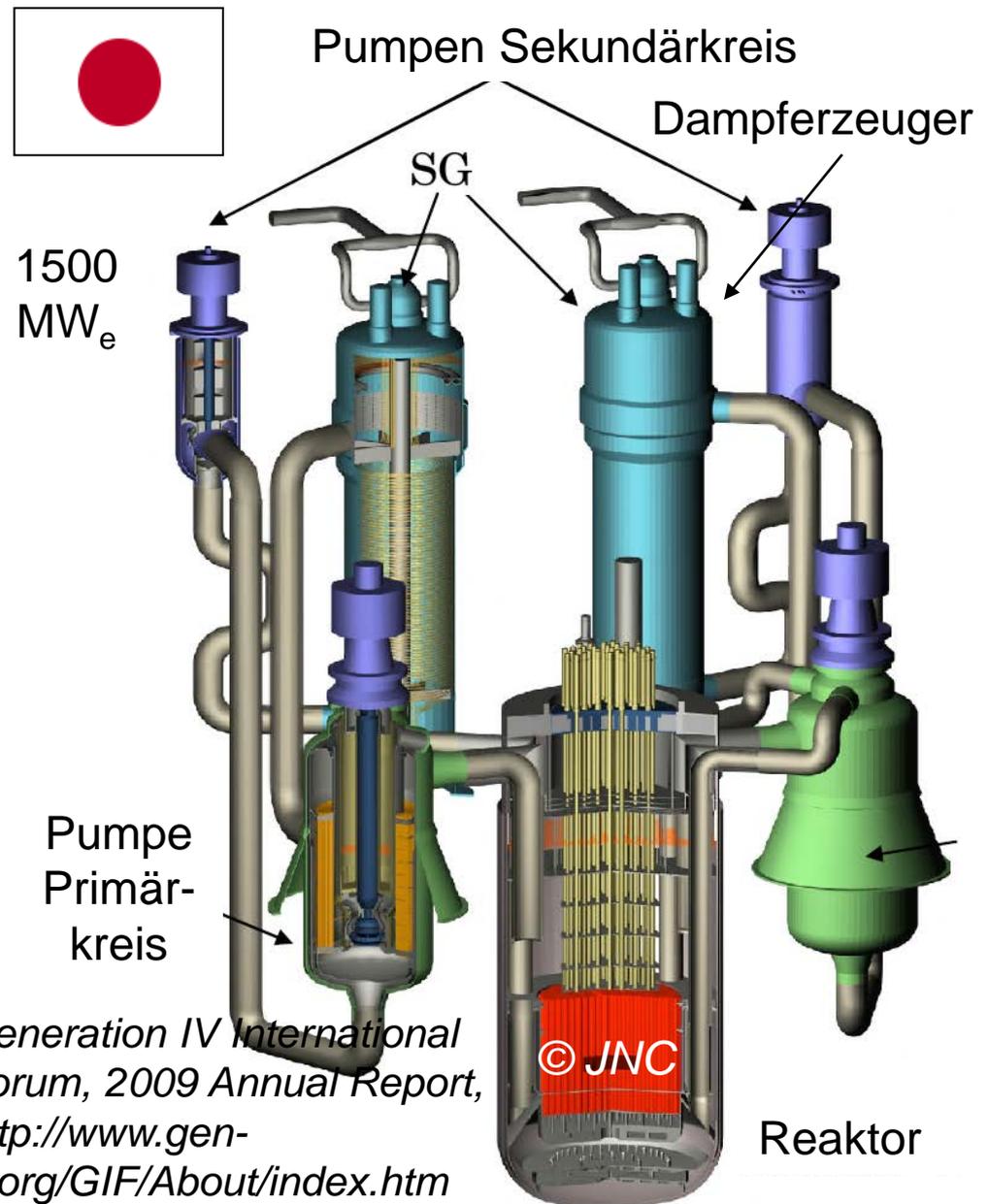
## 5: Natrium gekühlter schneller Reaktor

Vorteile im Vergleich zum bleigekühlten Reaktor:

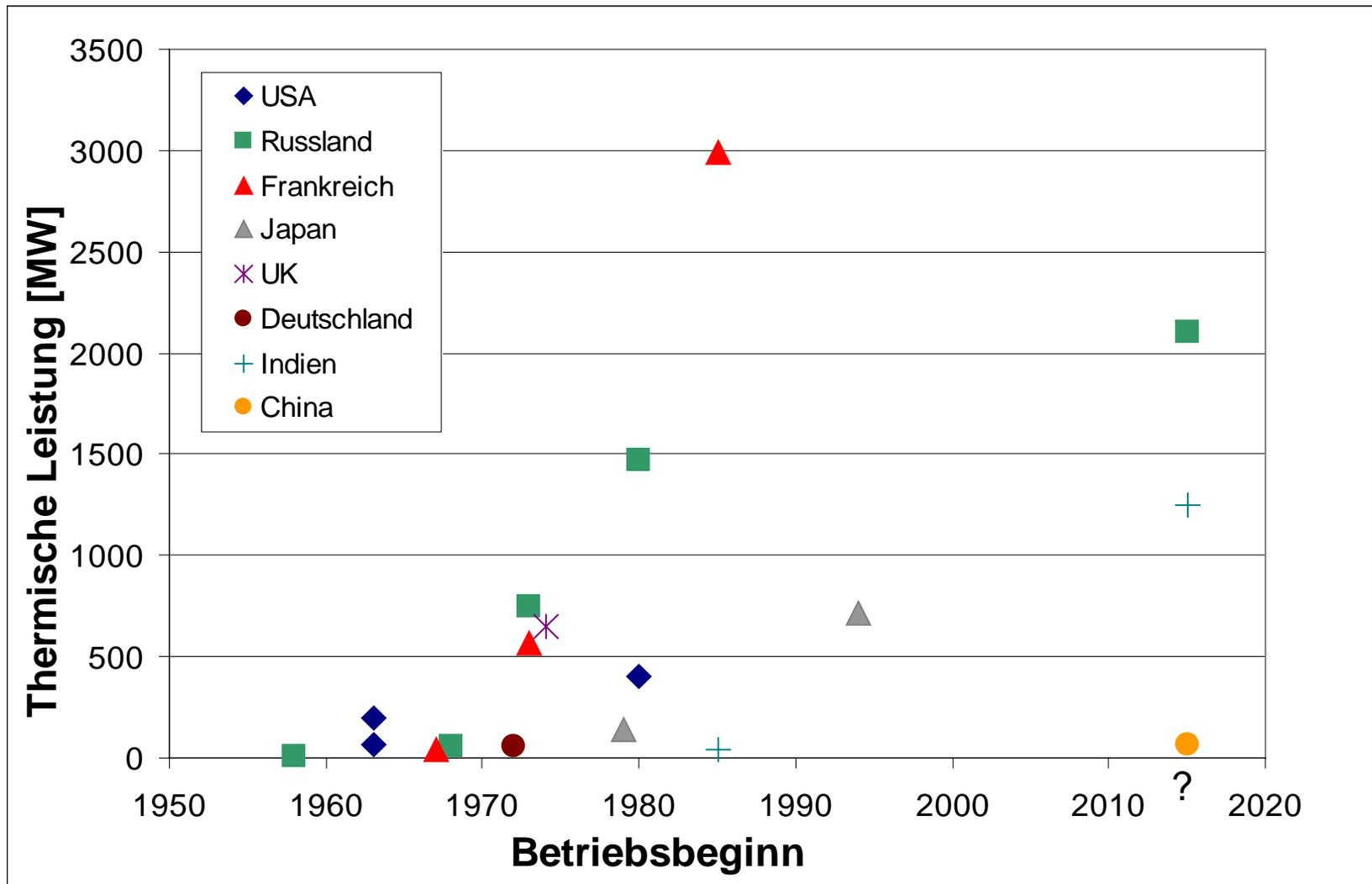
- Keine Korrosion auch über sehr lange Einsatzzeiten
- Langjährige Erfahrung und favorisiertes Konzept in USA, Frankreich und Japan

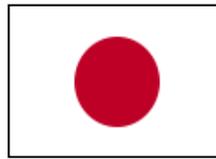
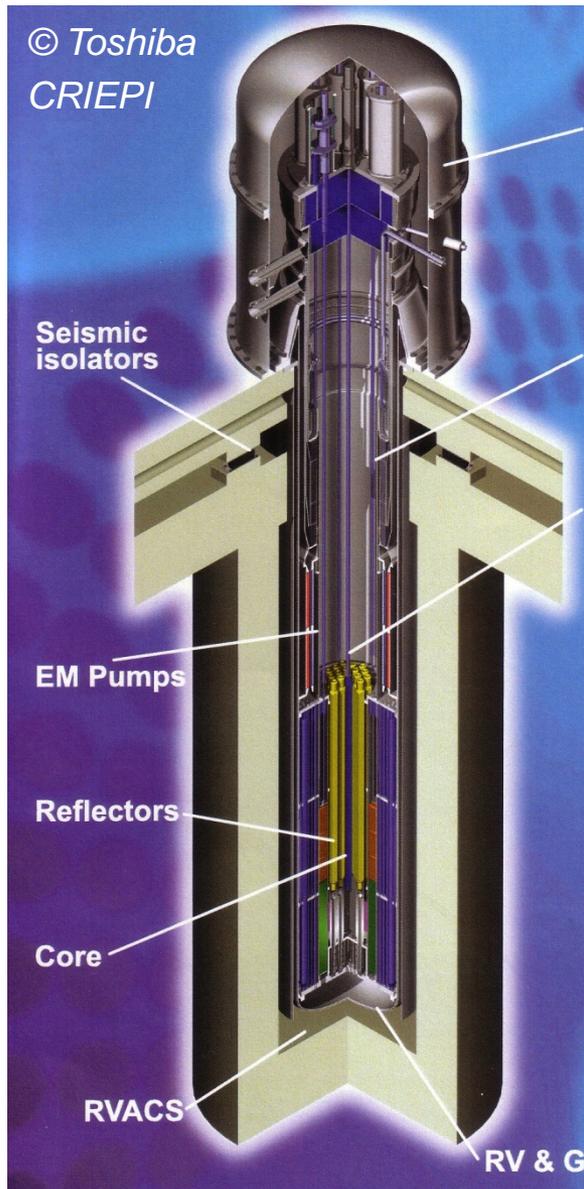
Herausforderungen:

- Ausschluss von Risiken durch Na-Brand oder Reaktion mit Wasser
- Wirtschaftliche Kraftwerkskonzepte



# Betriebserfahrung mit Na-gekühlten Reaktoren

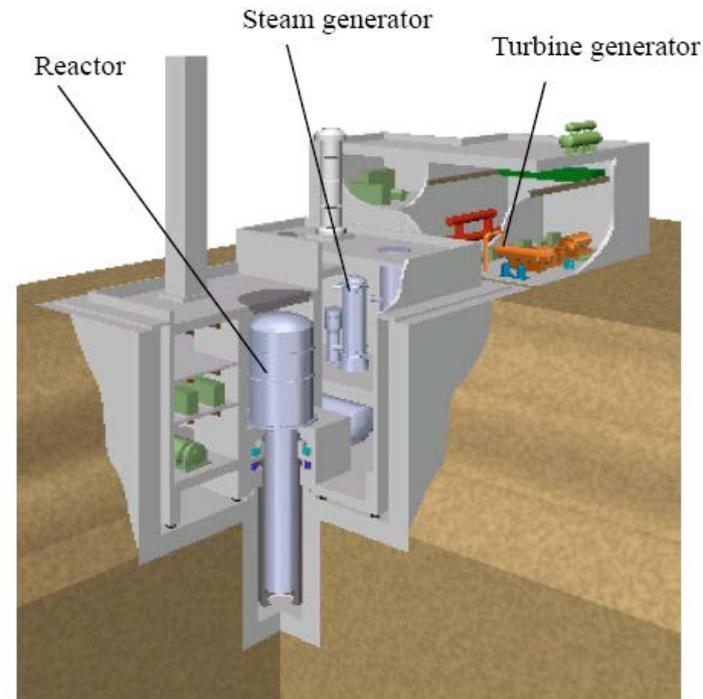




## 4S Nuclear Battery

Leistung: 30 MW<sub>th</sub>, 10 MW<sub>el</sub>

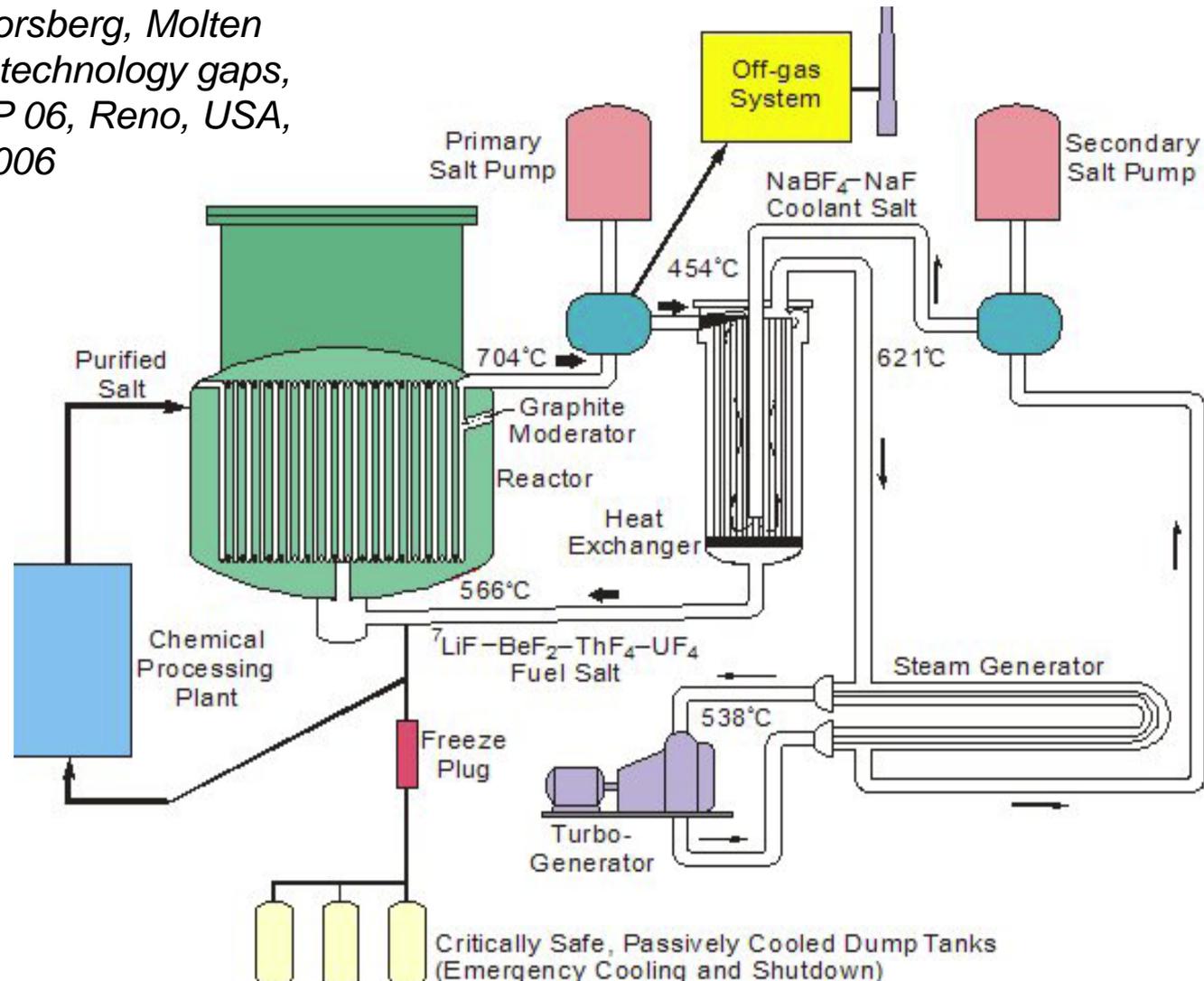
30 Jahre Laufzeit ohne Brennelementwechsel  
Geplant für Galena, Alaska



*Y. Tsuboi et al., Proc. ICAPP 09, Paper 9214, 2009*

# 6: Salzschnelzenreaktor

*Ref.: C.F. Forsberg, Molten salt reactor technology gaps, Proc. ICAPP 06, Reno, USA, June 4-8, 2006*

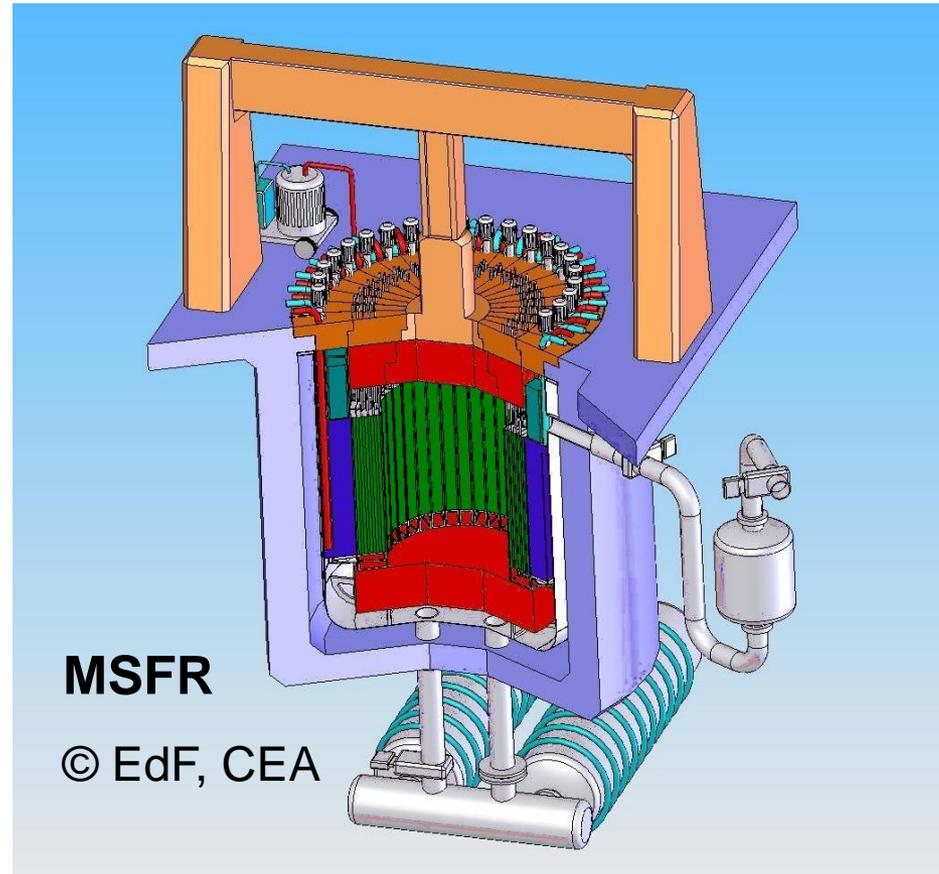


# Konstruktives Konzept



Derzeit Studien sowohl zu Reaktorkonzepten mit thermischem als auch mit schnellem Neutronenspektrum

Erfahrungen mit kleinen Reaktoren in USA bereits seit den 50er Jahren;  
damaliges Ziel:  
Flugzeugantriebe



*Generation IV International Forum, 2009 Annual Report,  
<http://www.gen-4.org/GIF/About/index.htm>*

# Visionen und offene Fragen des Salzschmelzenreaktors

## Visionen:

- Flüssiger Brennstoff benötigt keine Brennelemententwicklung.
- Kann praktisch sämtliche Transurane verwerten.
- Abtrennung der Spaltprodukte im Kraftwerk.
- Keine Wiederaufarbeitung

## Offene Fragen:

- Korrosion durch die Salzschmelze schon bei geringen Wasserkonzentrationen
- Risiko des Einfrierens des Salzes
- Tritium-Rückhaltung
- Salzreinigung und Spaltproduktabtrennung
- Auslegung eines Reaktors, ...etc.

# Fazit

Reaktorkonzepte der 4. Generation haben als Ziel:

- Weitere Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der 3. Generation
- Brennstoffe und Prozesswärme aus Kernenergie
- Nachhaltige Nutzung des Urans und Wiederverwertung des Abfalls

Die Frage, wann diese Reaktoren gebaut werden, wird der Weltmarkt entscheiden.

Bis dahin ist die 4. Generation eher Gegenstand der Forschung.