

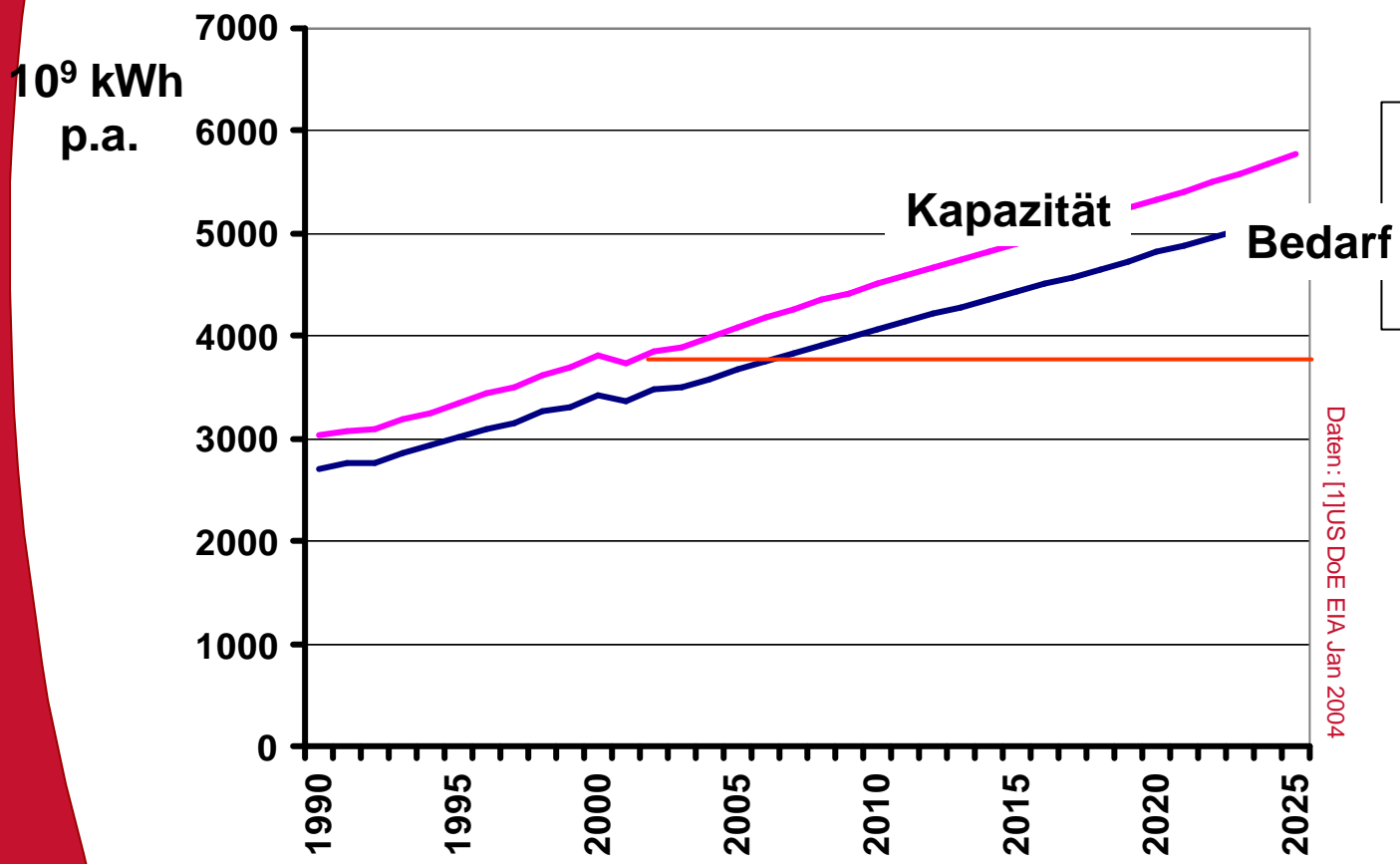
GENERATION IV
Technik und Umfeld

Klaus J. Schmatjko
Framatome ANP GmbH, Erlangen

TU Dresden / KTG-Sektion Sachsen
Dresden 29. April 2004

*Ausgangspunkt:
Bedingungen für eine sichere Elektrizitätsversorgung*

Eine langfristige Strategie muß sich orientieren an der Bedarfsentwicklung ...



Daten: [1]US DoE EIA Jan 2004



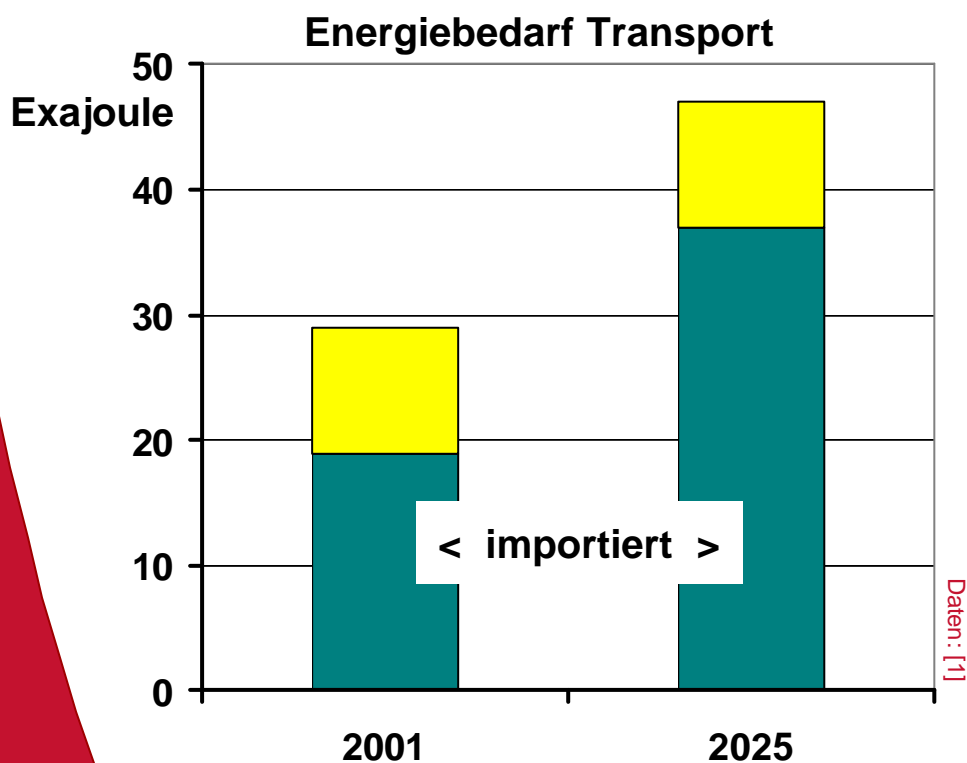
Prognose USA:
Jede 2. Woche geht eine neue 400 MW-Anlage ans Netz (ohne Ersatzanlagen)

Prognose Deutschland:
Weitgehend stagnierender Bedarf, aber 40% Ersatzanlagen bis 2025

... an einem ausgewogenen Energiemix – auch mit dem Ziel einer reduzierten Importabhängigkeit bei den Primärenergieträgern ...

Situation Großbritannien:

Trotz der Vorkommen in der Nordsee wird Großbritannien in 3-4 Jahren zum Nettoimporteuer von Erdgas.
Dies bestimmt die Versorgungssicherheit durch Gasturbinen-Kraftwerke mit.

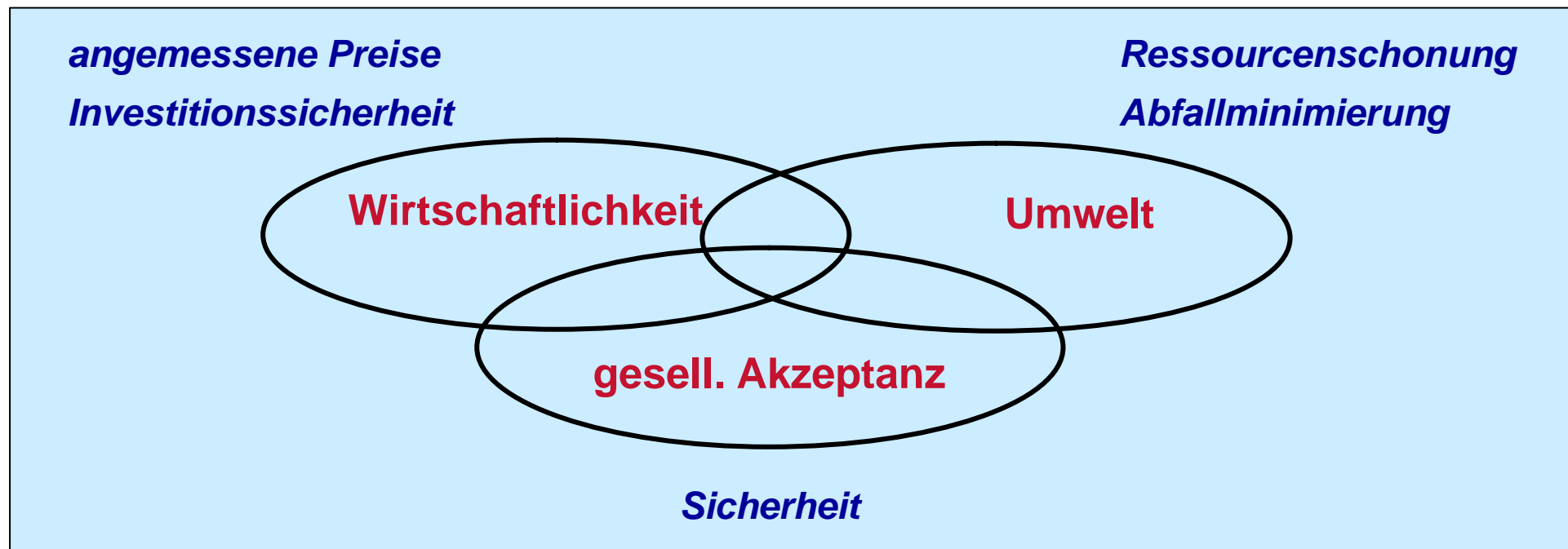


Situation USA:

Der Transportsektor wird zunehmend abhängig von Energieimporten.
Der Ersatz durch national erzeugtes H₂ wäre ein Lösungsweg.

... und an den Forderungen für eine nachhaltige Technologieentwicklung

- Ausbau wie Ersatz bieten die Möglichkeit der technischen Optimierung
- Technische Entwicklungen müssen dabei die Kriterien der Nachhaltigkeit simultan erfüllen:



- **Nur ein weltweiter Konsens sichert die Nachhaltigkeit.**

Daraus bestimmt sich eine Energiepolitik, in der auch die Kerntechnik ihren Platz hat – hier am Beispiel der USA

Sicherstellen einer ausreichenden Versorgung

Enhancement of energy security by developing technologies that foster a diverse supply of affordable and sound energy..., exploring advanced technologies that make a fundamental change in our mix of energy options..

(Goal No. 4, DoE Strategy 2004)

Aussage für die nukleare Option

Existing and new technologies offer us the opportunity to expand nuclear generation as well. Nuclear power today accounts for 20 percent of our country's electricity. This power source, which causes no greenhouse emissions, can play an expanding part in our energy future.

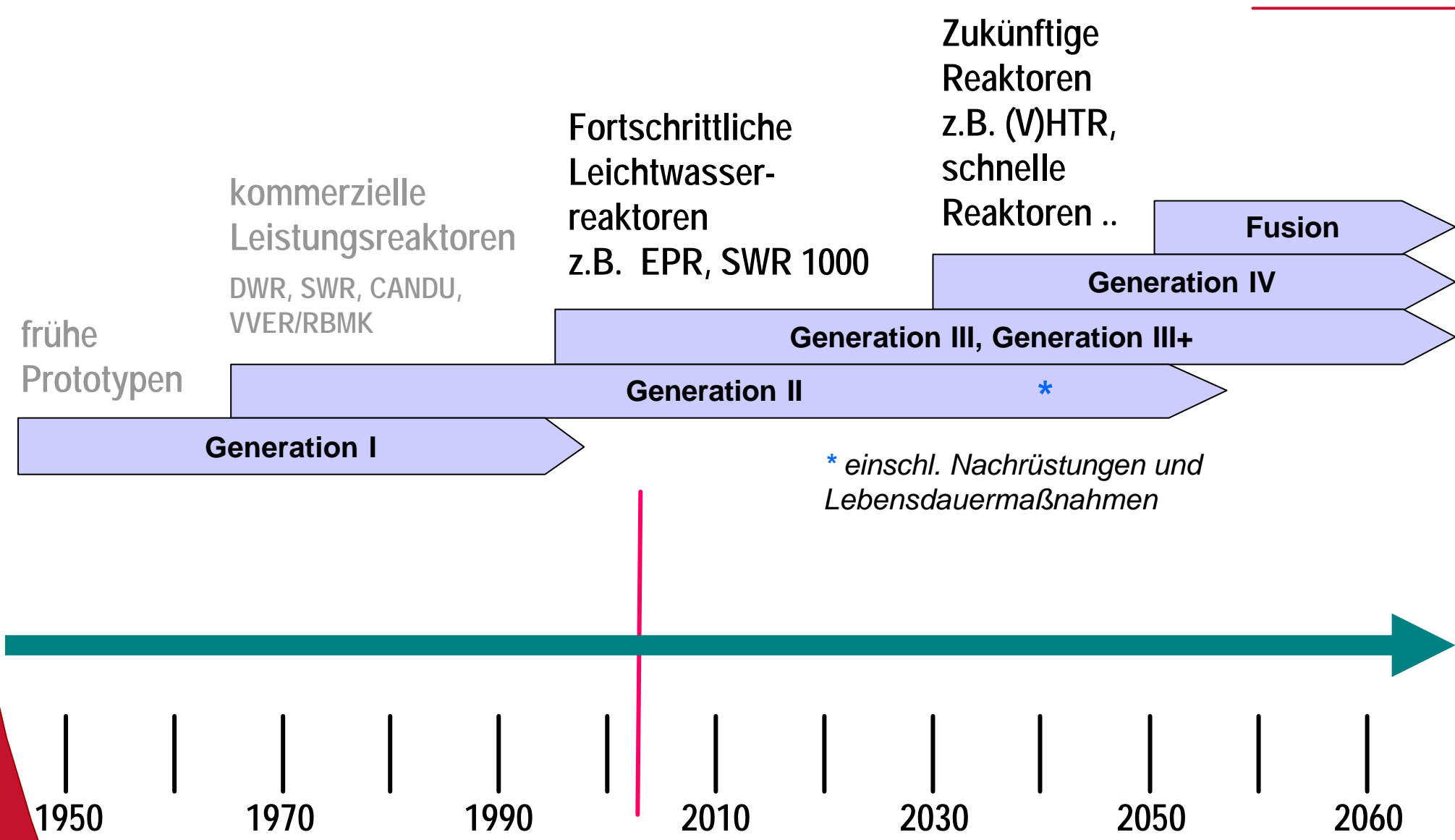
(US Nat'l. Energy Policy Development Group 2001)

Langfristige Strategie für die Kerntechnik

Design one or more nuclear power systems that can be licensed, constructed, and operated in a manner that will provide a competitively priced supply of electricity while satisfactorily addressing nuclear safety, waste, proliferation, and public perception concerns of the countries in which it is deployed

(Goal Generation IV Initiative 2001)

„Generations“ in der Entwicklung der Kerntechnik



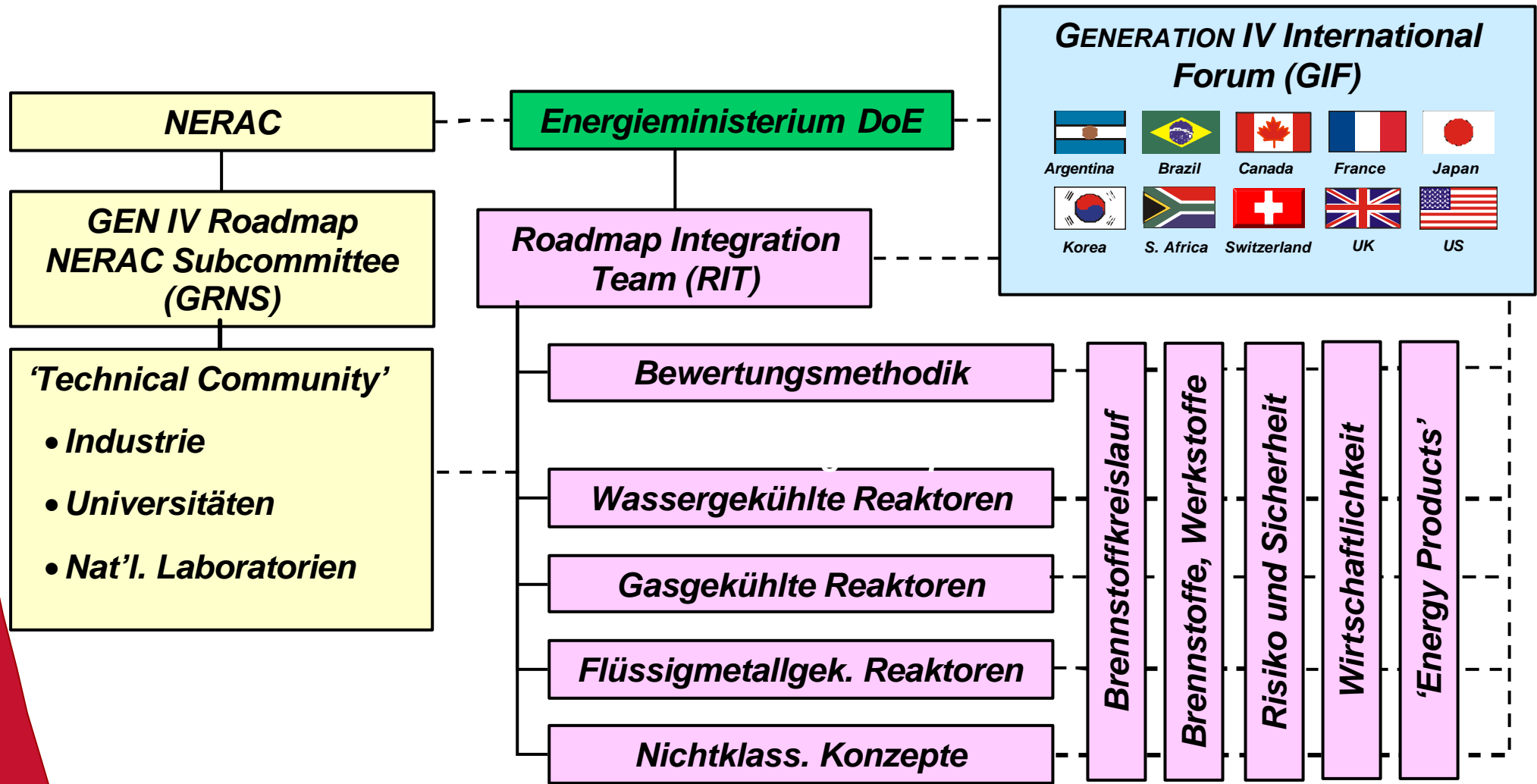
GENERATION IV Initiative: die ersten Jahre

<p>Mai 2000</p>	<p>„GENERATION IV Workshop“ des US Energieministeriums DoE mit internationaler Beteiligung</p> <p>anschließend Organisation einer internationalen Partnerschaft GIF (GENERATION IV International Forum) mit z.Zt. 10 Staaten</p>
<p>Okt. 2000</p>	<p>Beginn der Vorarbeiten zur „GENERATION IV Technology Roadmap“ im GIF</p>
<p>April 2001</p>	<p>Abgabe von Vorschlägen zu Systemkonzepten und Brennstoff / Brennstoffkreislauf</p> <p>„Roadmap Exercise“</p> <p>Bewertung der Systeme nach Kriterien</p> <p>Bewertung der Technologielücken</p> <p>Bewertung des notwendigen FuE</p>
<p>Okt. 2002</p>	<p>Fertigstellung des Reports ‚GENERATION IV R&D Roadmap‘</p>
<p>Juli 2003</p>	<p>Betritt der EURATOM zum GIF</p> <p>parallel beginnende internationale Abstimmung von FuE-Programmen und zugehöriger Organisation</p>

INPRO	<p>„International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles“</p> <p>IAEA, seit 2001</p> <p>Entwicklung und Validierung einer Methodik zur Bewertung innovativer Kernreaktoren und Brennstoffkreisläufe aufgrund von Nutzeranforderungen und Kriterien (insbesondere Nachhaltigkeit)</p>
Near-term Deployment	<p>„A Roadmap to Deploy New Nuclear Power Plants in the United States by 2010“</p> <p>DoE – NERAC, 2000-2002</p> <p>Bewertung der Reaktortypen ABWR, AP1000, ESBWR, GT-MHR, PBMR und SWR1000 bzgl. ihres Entwicklungsstandes und der Genehmigungsfähigkeit für einen Betriebsbeginn ab 2010</p>
AFCI	<p>„Advanced Fuel Cycle Initiative“</p> <p>DoE – NERAC, 2002-2003</p> <p>Bewertung von Brennstoffkreisläufen und zugehörigen Anlagen bzgl.</p> <ul style="list-style-type: none"> – unterschiedlichen Wiederaufbereitungsverfahren – Transmutation – Proliferationsfestigkeit – Strategien für die Endlagerung

Bedingungen für eine sichere Elektrizitätsversorgung
„GENERATION IV Roadmap Exercise“: Bewertung nuklearer Lösungen

Organisation des 'GENERATION IV Roadmap Exercise' Arbeitsgruppen und internationale Beteiligung



nach: [2] U.S. DoE NERAC / GIF, A Technology Roadmap for GenIV...GIF002-00

Vorschläge für eine Bewertung... April 2001

etwa 90 Vorschläge wurden weltweit eingereicht, z. B.:

#	P.O.C.	Org. Name	Org. Type	Country	Reactor Type	Fuel	Coolant	Moderator	Comment
G2	Hejzlar	Massachusetts Institute of Tech	University	USA	Gas Cooled Metal Matrix	U CERMET or METMET	CO ₂	None-fast reactor	Emphasis on fast vs. thermal neutron spectrum
G3	Sekimoto	Tokyo Institute of Technology	University	Japan	Gas Cooled Block-Type	Thorium	Not Specified	Graphite	Emphasis on benefits of CANDU burnup
G4	van Heek	NRG	Industry	Netherlands	Gas Cooled Pebble Bed	U/Th coated particles	Helium	Not Specified	40 MWth unit with combined heat and power capability
G5	Choi	KAERI	National Lab	Korea	Gas Cooled Fast Reactor	Recycled oxide fuel	Helium	Not Specified	Combines gas cooled fast reactor with dry recycle of fuel
G6	Pahladsingh	Pahladsingh Holding BV	Industry	Netherlands	Simplified Gas Cooled Reactor	Pebble Bed	Helium	Not Specified	Transportable modular gas cooled reactor in 3 modules.
G7	Rouault	CEA	National Lab	France	HEN-MHR	Research Required	Helium	None-fast reactor	Fast neutron, gas cooled, gas turbine, onsite recycle
G8	Baxter	General Atomics, Framatome, etc.	Industry	USA	Modular Helium Reactor	LEU coated particles	Helium	Graphite	Simplified version of Modular-Helium Reactor with gas turbine
G9	Bresenbruch	General Atomics	Industry	USA	Very High Temp Gas Cooled	Ceramic or carbide	Helium	Graphite or BeO	Very high temp for higher efficiency and H ₂ production

in 19 'Systemgruppen' für die weitere Bewertung

> Water-cooled systems

- W1 - Integral primary system
- W2 - Simplified BWR
- W3 - CANDU NG
- W4 - SCWR, thermal
- W5 - SCWR, fast
- W6 - High conversion BWR

> Gas-cooled systems

- G1 - PBR open cycle
- G2 - PMR open cycle
- G3 - VHTR open cycle
- G4 - Generic gas - closed cycle
- G5 - Gas fast reactor

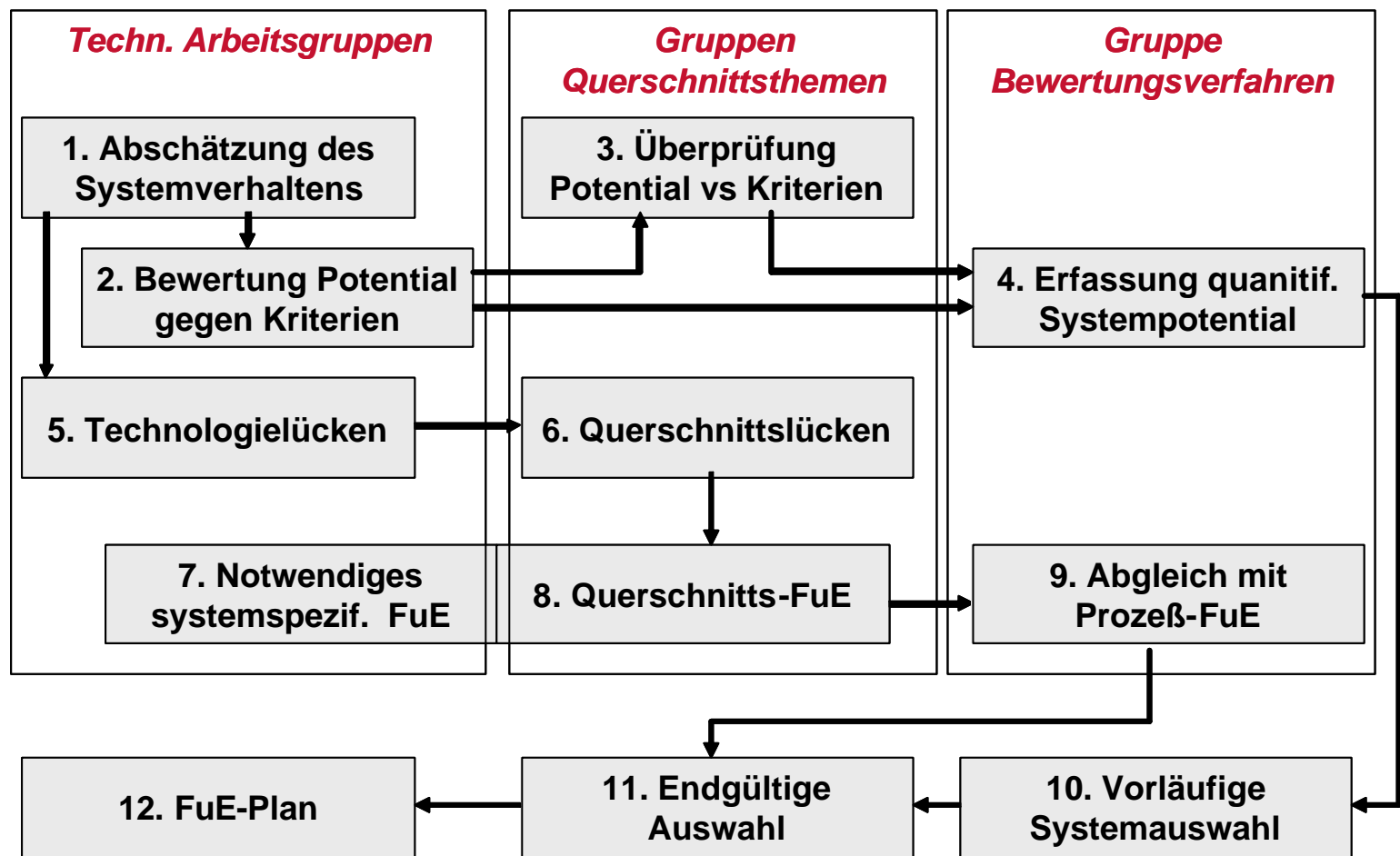
> Liquid-metal cooled systems

- L1 - Na cooled, oxide fuel
- L2 - Na cooled, metal fuel
- L4 - Medium Pb/Pb-Bi cooled, US
- L5 - Medium Pb/Pb-Bi cooled, Russia
- L6 - Small Pb/Pb-Bi cooled

> Non-classical systems

- N1 - Molten salt core
- N2 - Gas core
- N3 - Molten salt cooled

Bewertung durch Kooperation der Arbeitsgruppen



Bewertung aufgrund quantifizierbaren Kriterien

4 Zielbereiche	8 Ziele	15 Kriterien	24 Kennwerte
Nachhaltigkeit	Ressourcennutzung	Brennstoffnutzung	Nutzung der Brennstoffressourcen
	Abfallminimierung und -management	Abfallminimierung	Abfallmenge
			Abfallvolumen
			Wärmenentwicklung
		Radiotoxizität	
		Auswirkungen auf die Umwelt	Auswirkungen auf die Umwelt
Wirtschaftlichkeit	Lebenszykluskosten	'Übernacht'-Errichtungskosten	'Übernacht'-Errichtungskosten
		Produktionskosten	Produktionskosten
		Errichtungszeit	Errichtungszeit
	Risiko für Kapital	'Übernacht'-Errichtungskosten	'Übernacht'-Errichtungskosten
		Errichtungszeit	Errichtungszeit
Sicherheit und Zuverlässigkeit	Sicherheit und Zuverlässigkeit im Betrieb	Zuverlässigkeit	Häufigkeit erzwungenen Abfahrens
		Strahlenbelastung übl. Betrieb	Strahlenbelastung übl. Betrieb
		Strahlenbelastung bei Störfällen	Strahlenbelastung bei Störfällen
	Schadenspotential Kern	beständige Sicherheitsvorsorge	verlässliche Reaktivitätssteuerung
			verlässliche Abführung der Nachzerfallswärme
		bewährte Modelle	Unsicherheit bei wesentlichen Phänomenen
		Skalierbarkeit von Integralen Versuchen	
Proliferationsfestigkeit nach: [2]

Die Quantifizierung erfolgte relativ zu Erfahrungswerten der LWR, u.a. dem ABWR als realisiertem GENERATION III - Reaktor

z.B.

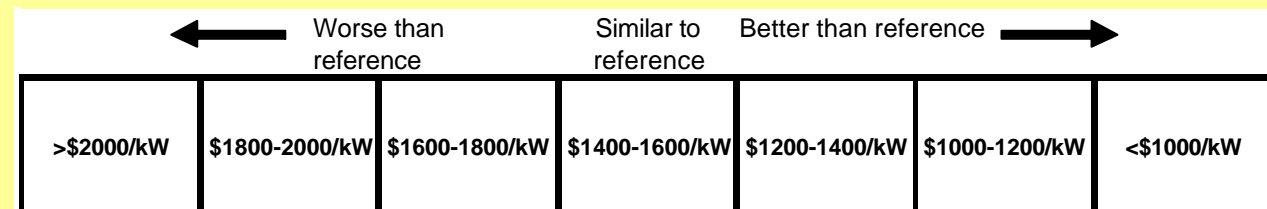
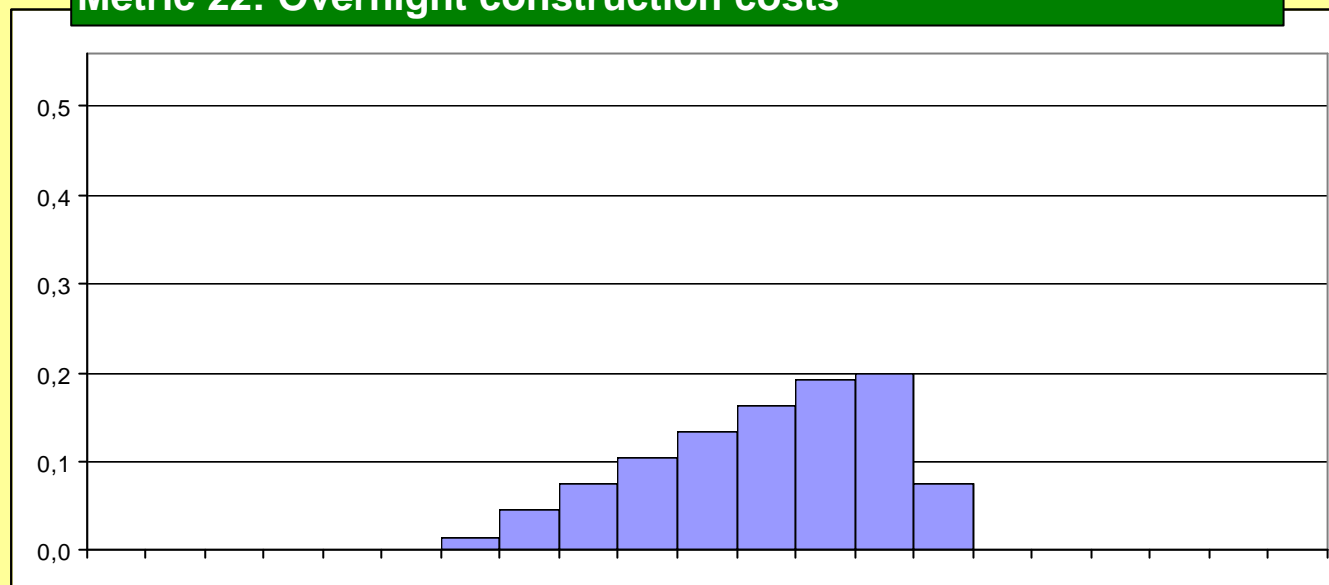
System:

G5--GFR -- Closed Cycle

Goal:

EC1-1: Overnight construction costs

Metric 22: Overnight construction costs



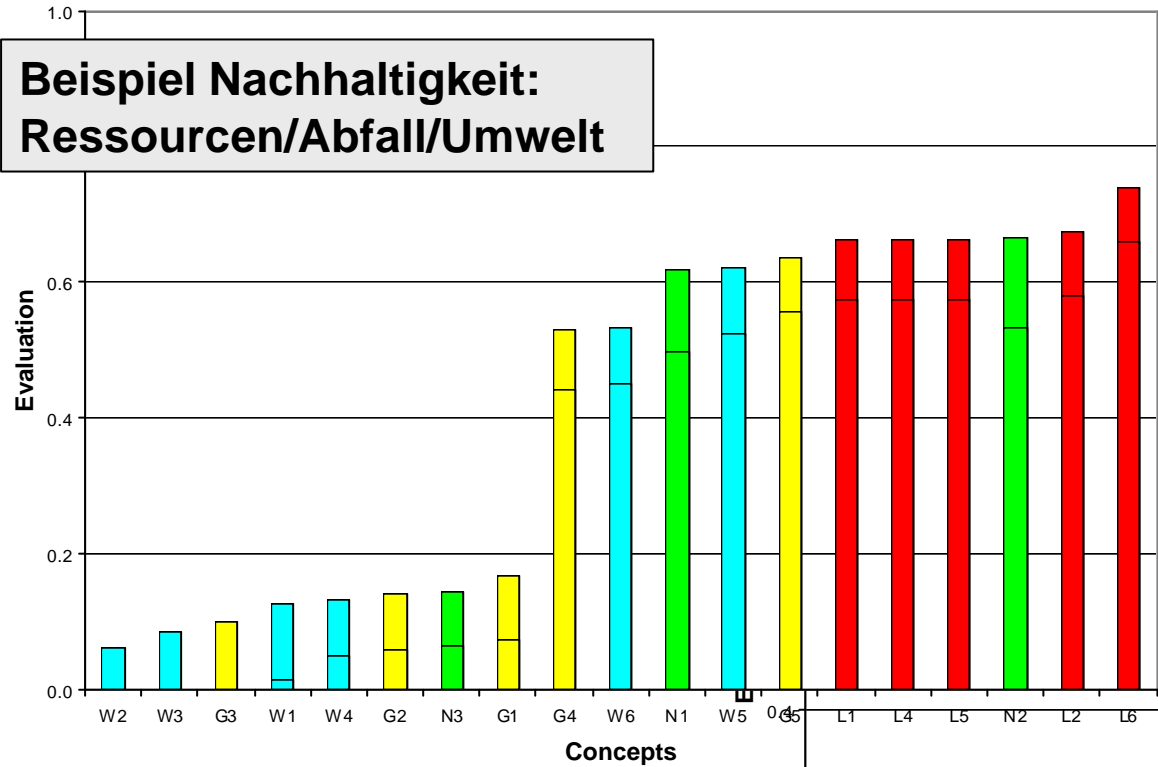
Select Range:

Select Peak:

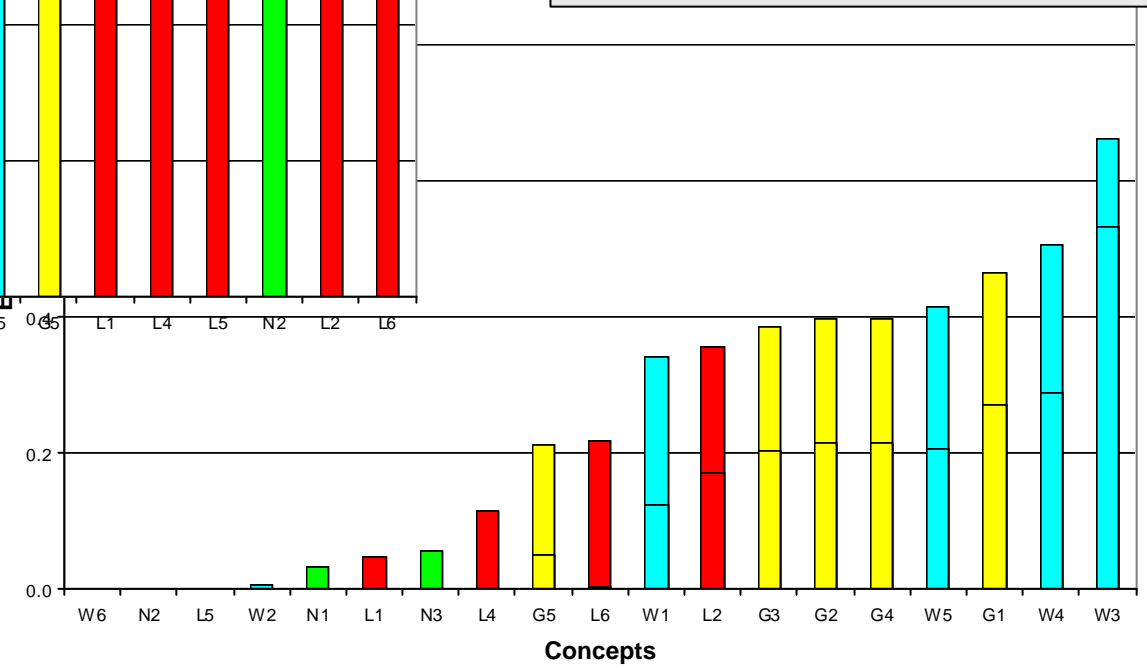
aus: U.S. DoE NERAC / GIF, Systems Evaluation Spreadsheets Tool...

Die bewerteten Systeme zeigen deutliche Unterschiede bzgl. der Kriterien

**Beispiel Nachhaltigkeit:
Ressourcen/Abfall/Umwelt**



**Beispiel Wirtschaftlichkeit:
Investition/Betriebskosten**



aus: GNRS Meeting GP20-00 Apr. 02

Die sechs für ein künftige Entwicklung ausgewählten Systeme

SCWR:	Leichtwasserreaktor mit überkritischem Wasser
GFR:	Gasgekühlter schneller Reaktor
VHTR:	Gasgekühlter Höchsttemperaturreaktor
SFR:	Natriumgekühlter schneller Reaktor
LFR:	Bleigekühlter schneller Reaktor
MSR:	Salzschmelze-Reaktor

Bei der zusammenfassenden Bewertung

- waren die Teilbewertungen eines Systems gegeneinander aufrechenbar
- es gab also keine ‚ausschließenden‘ Teilergebnisse

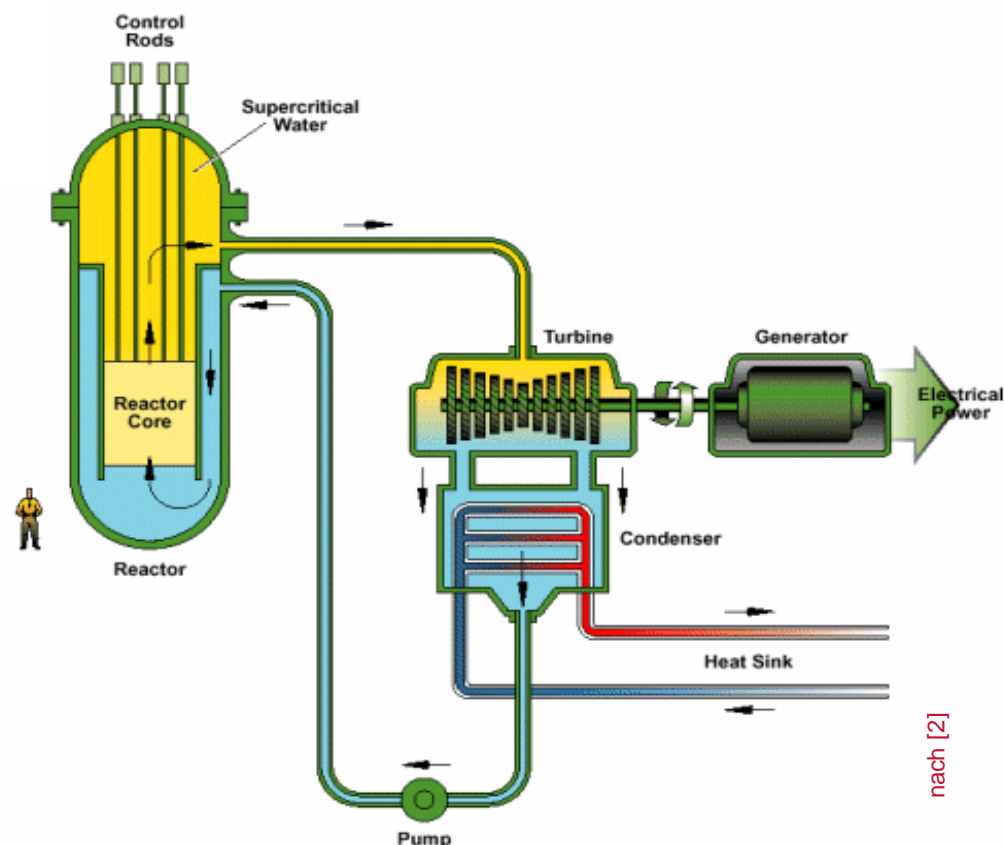
Zusätzlich wurden berücksichtigt

- mögliche Anwendungsgebiete (Stromerzeugung, H₂-Erzeugung, Prozeßwärme...)
- mögliche Anlagengrößen
- mögliche Reduktion von Aktiniden

*Bedingungen für eine sichere Elektrizitätsversorgung
,GENERATION IV Roadmap Exercise': Bewertung nuklearer Lösungen
Die sechs Reaktortypen*

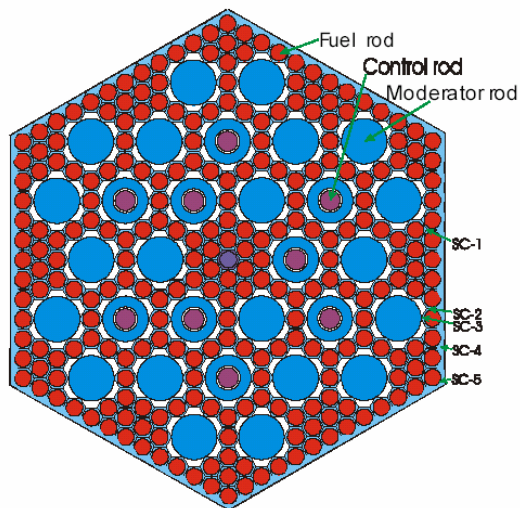
SCWR: Leichtwasserreaktor mit überkritischem Wasser

<i>Kühlmittel</i>	Wasser
<i>Spektrum</i>	thermisch oder schnell
<i>Brennstoff</i>	UO₂ in aust. Hüllrohr
<i>BS-Kreislauf</i>	offen oder geschlossen
<i>Austrittstemp.</i>	ca. 620°C
<i>Leistungsdichte</i>	~100 MW_{th}/m³
<i>Anlagengröße</i>	mittel bis groß
<i>Druck über Kern</i>	250 bar

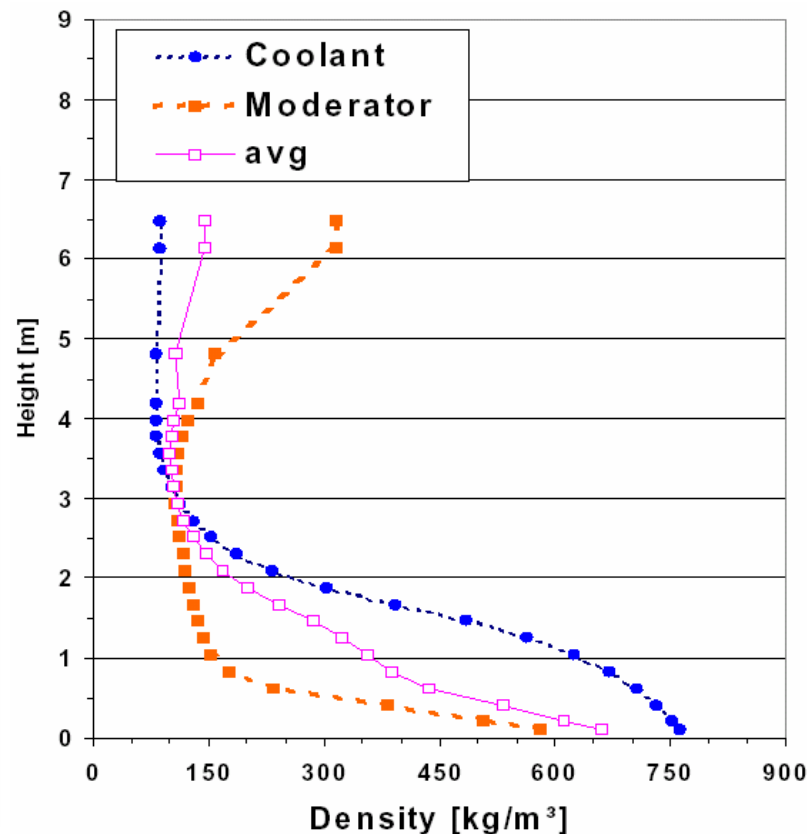
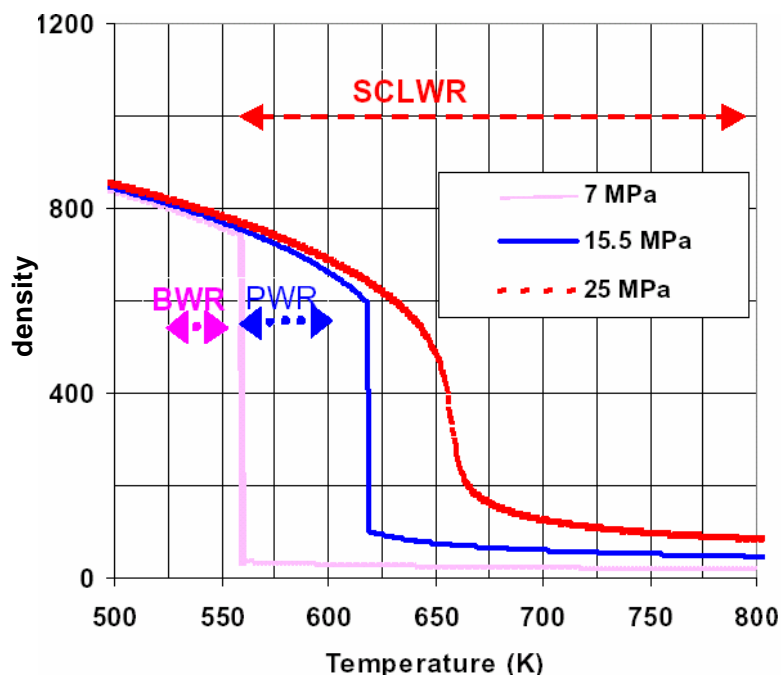


nach [2]

- zahlreiche Ähnlichkeiten mit gegenwärtigen SWR
- höherer Wirkungsgrad (~45%) als herkömmliche LWR
- konventioneller Anlagenteil wie bei überkritischen Dampfkraftwerken



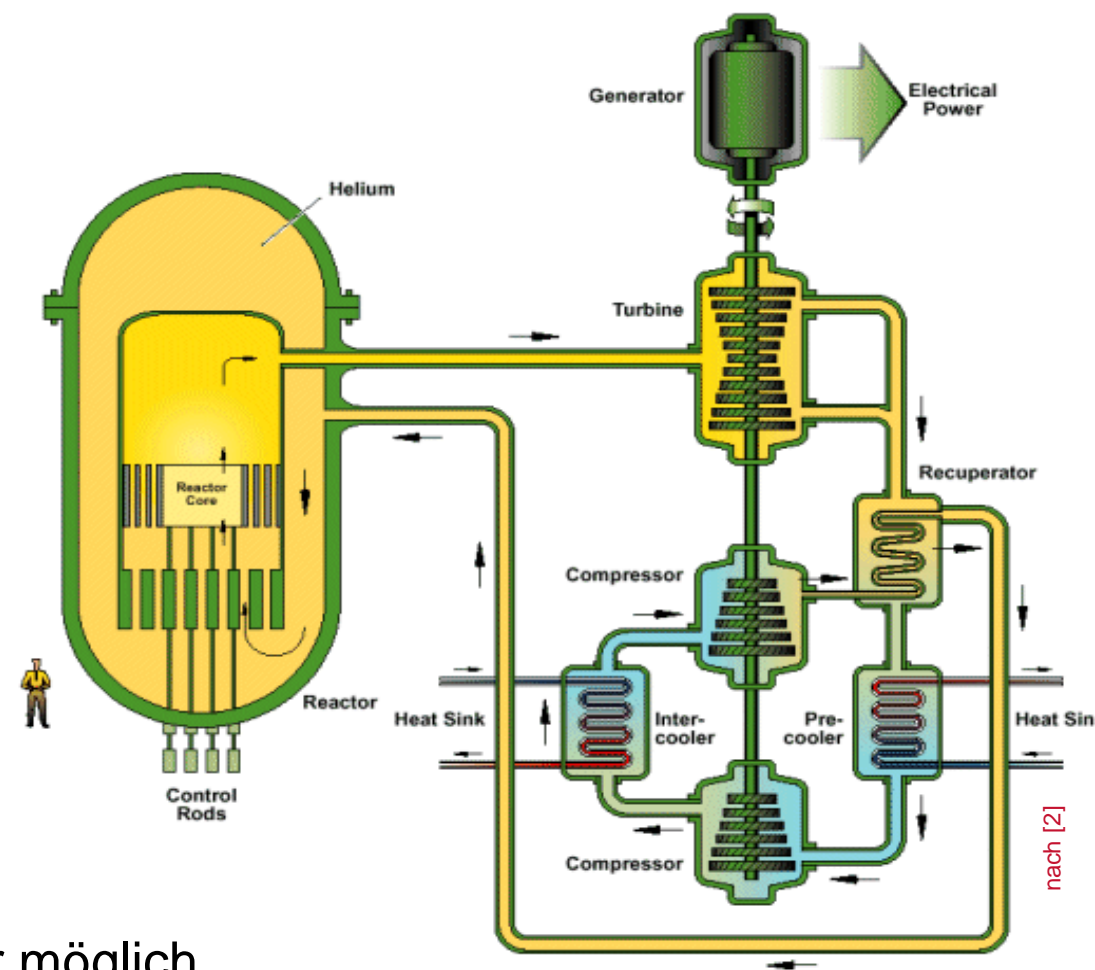
Brennelement:
Kaltwasser-Moderatorströmung gegenläufig
zur Kühlmittelströmung



aus: FZK Report 6497 (2003)

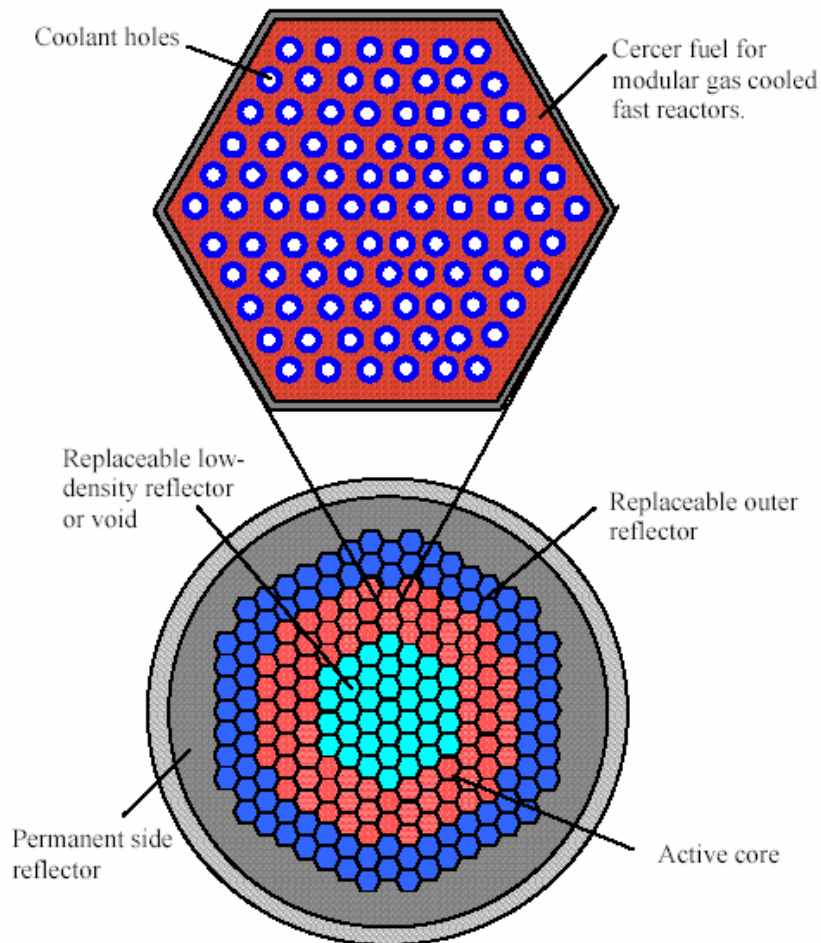
GFR: Gasgekühlter schneller Reaktor

Kühlmittel	He
Spektrum	schnell
Brennstoff	U/Pu-Carbid
BS-Kreislauf	geschlossen
Austrittstemp.	850°C
Leistungsdichte	$\leq 100 \text{ MW}_{\text{th}}/\text{m}^3$
Anlagengröße	mittel bis groß
Druck über Kern	90 bar



- keine passive Nachwärmeabfuhr möglich, aktives Sicherheitssystem erforderlich
- Eignung als Leistungsreaktor noch nachzuweisen

Ein Thema aus der GFR-Entwicklung: Brennstoff- und Kernauslegung bei hoher Leistungsdichte



Kühlung:

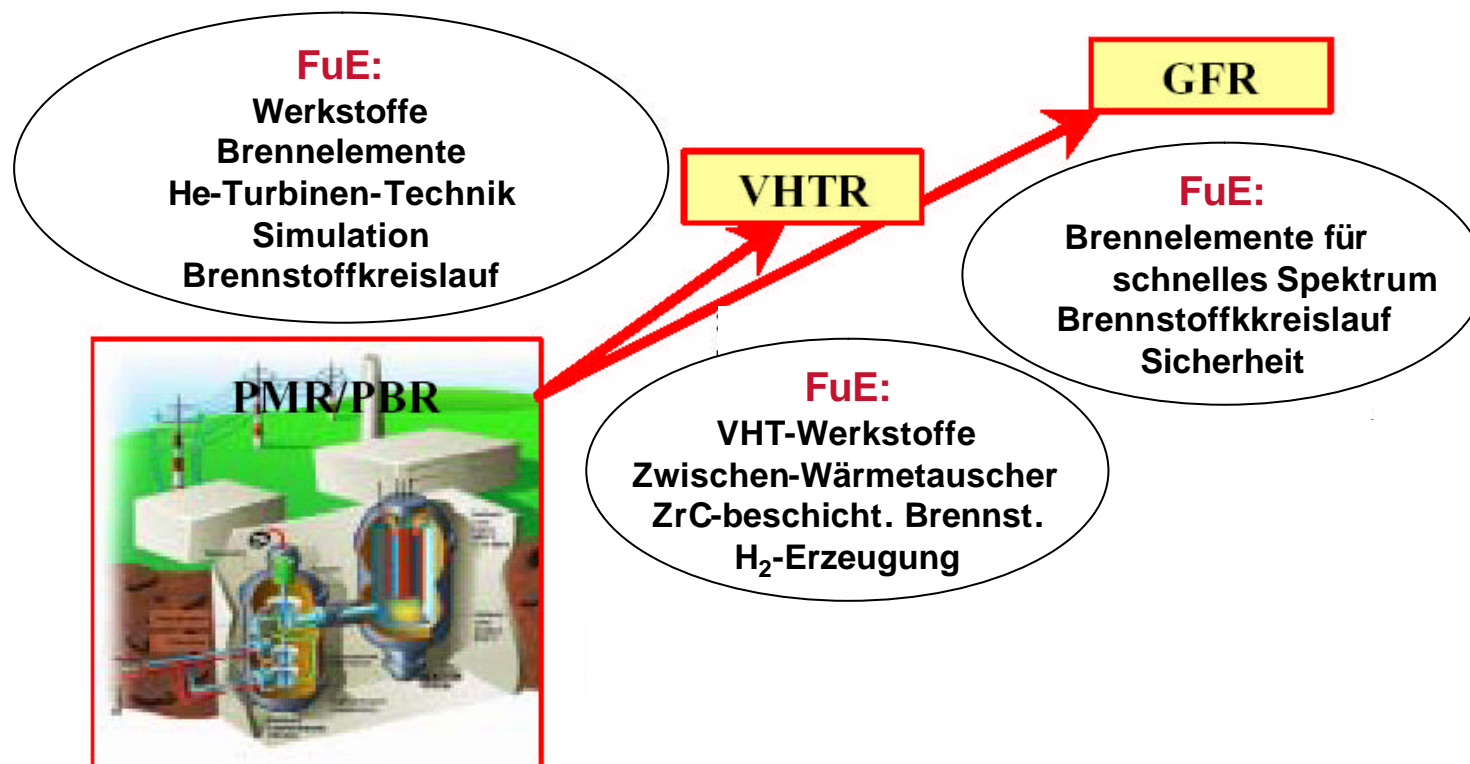
- 100 MW_{th}/m³ wegen hoher Pu/U-Dichte für schnelles Spektrum (statt 5 MW_{th}/m³ beim thermischen HTR)
- zugleich für Wärmeabfuhr durch Gas großes Verhältnis Oberfläche/Volumen notwendig (im Gegensatz zu metallgekühlten schnellen Reaktoren)
- hohe Temperatur
- ? hoher Gasdruck, Zwangsumwälzung

Brennelemente:

- Werkstoffbelastung durch schnelles Spektrum
- spaltgasdicht bis 1600°C
- Keramisches Trägermaterial mit geringer Absorption / Moderatorfähigkeit
- ? CERCER (oder CERMET als Backup)
- angepaßte Wiederaufarbeitung

GFR: Weiterentwicklung der Technik gasgekühlter Reaktoren

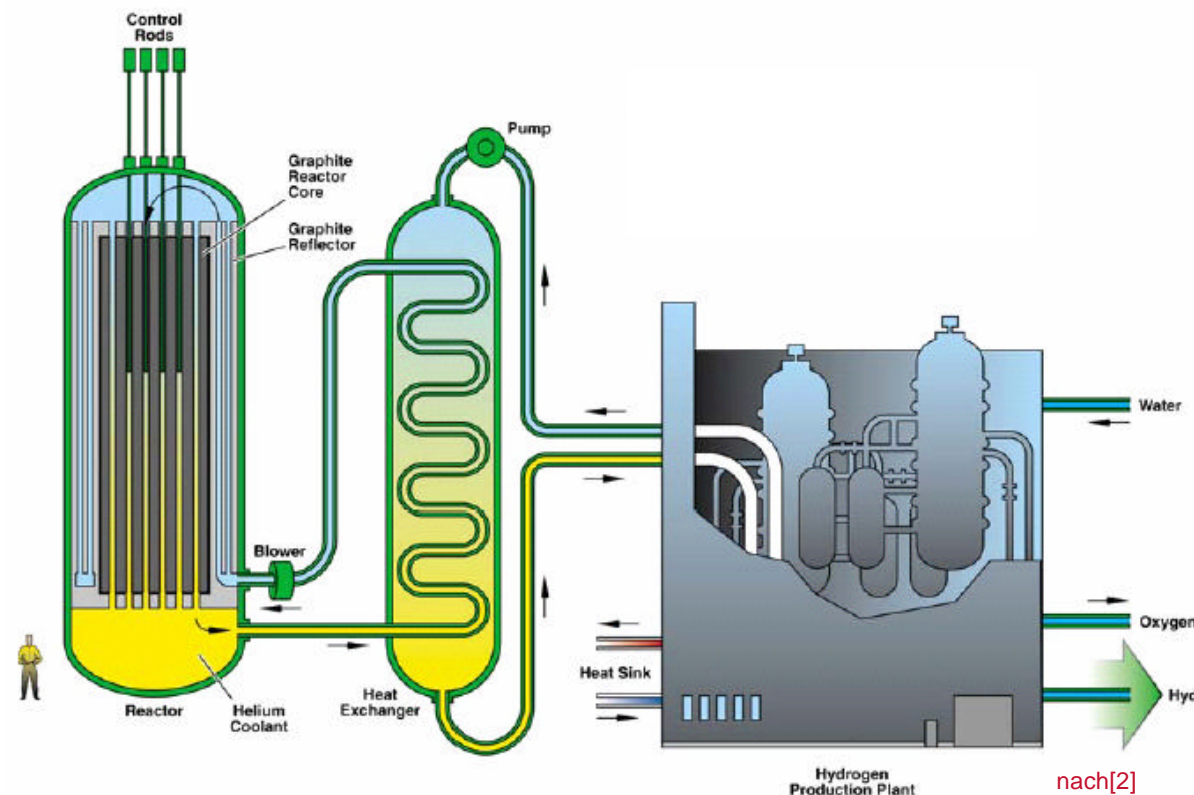
Ausgehend vom südafrikanischen PBMR-HTR (gegenwärtig im Bau) und jap./chin. HTR-Anlagen sind zahlreiche synergetische Entwicklungen bei VHTR und GFR zu erwarten.



nach: U.S. DoE NERAC / GIF,
R&D Scope Report for Gas-Cooled... GIF 004-00

VHTR: Gasgekühlter Höchsttemperaturreaktor

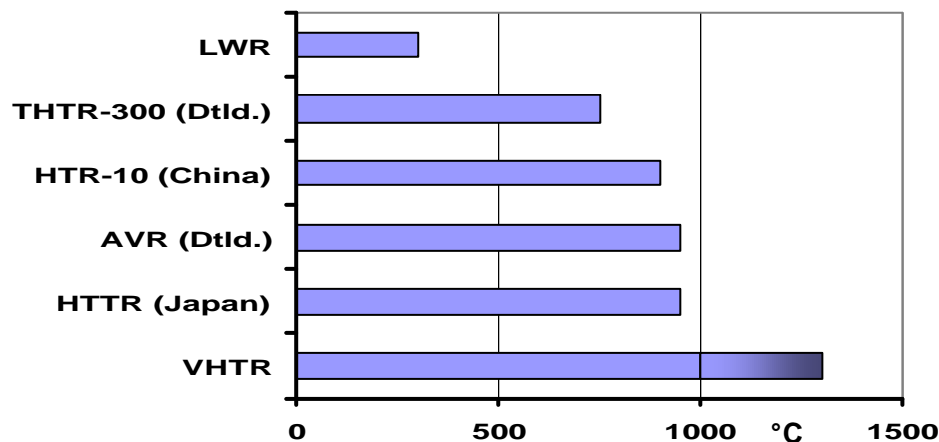
Kühlmittel	He
Spektrum	thermisch
Brennstoff	UO ₂ /Graphit/ZrC
BS-Kreislauf	offen
Austrittstemp.	1000°C
Leistungsdichte	≤10 MW _{th} /m ³
Anlagengröße	mittel bis groß
Druck über Kern	50 bar



- wegen der Werkstoffanforderungen *keine* bruchlose Weiterentwicklung des HTR
- Rechtfertigung primär durch Prozeßwärmenutzung, *nicht* Stromerzeugung

Ein Thema aus der VHTR-Entwicklung: Werkstoffe bei hohen Temperaturen unter Bestrahlung

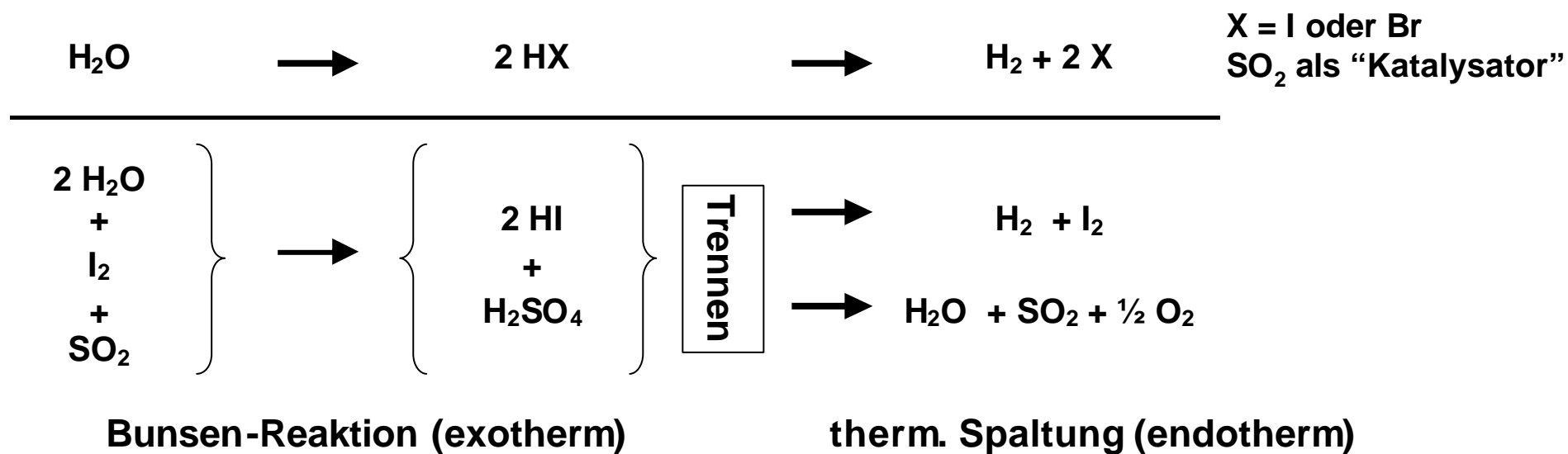
System	Umgebung	Werkstoffe	Fragestellungen, Bemerkungen
Reaktordruckgefäß	< 500 °C	12%Cr-Stähle	martensitische Mikrostruktur bei großen Wandstärken
Primärkreis	> 850 °C	Ni-Basis-Superlegierungen mit Wärmebarriere Ni-Cr-Fe-W-Legierungen	Armaturen Lebensdauer von Beschichtungen
Kerneinbauten	1000-1600 °C, Bestrahlung	Graphit C/C-Verbundwerkstoffe Keramik	Verhalten unter Bestrahlung zu ermitteln Fügen von Keramik
Brennelemente	1000-1800°C Bestrahlung	SiC, ZrC-Beschichtung	Gefahr der Oxidation Dichtigkeit gegen Spaltgase Wiederaufarbeitung
Turbine	> 850°C	Ni-Basislegierungen ODS-Stähle	Übernahmen von Gasturbinen

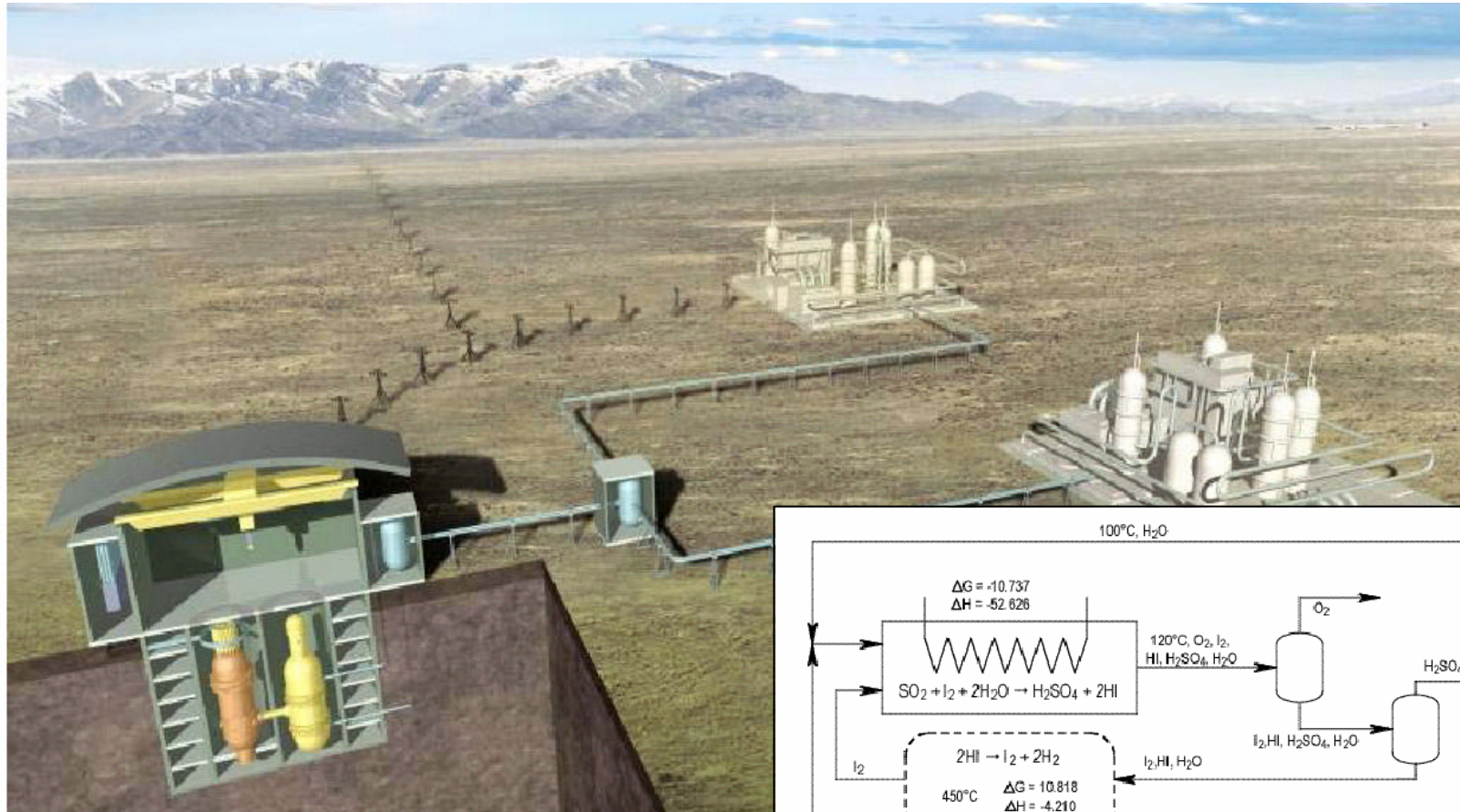


Die hohen Entwicklungsanforderungen für den Betrieb bei $\geq 1000^\circ\text{C}$ sind gerechtfertigt

- nicht durch Vorteile bei der Stromerzeugung,
- sondern für den Einsatz zur Wasserstofferzeugung.

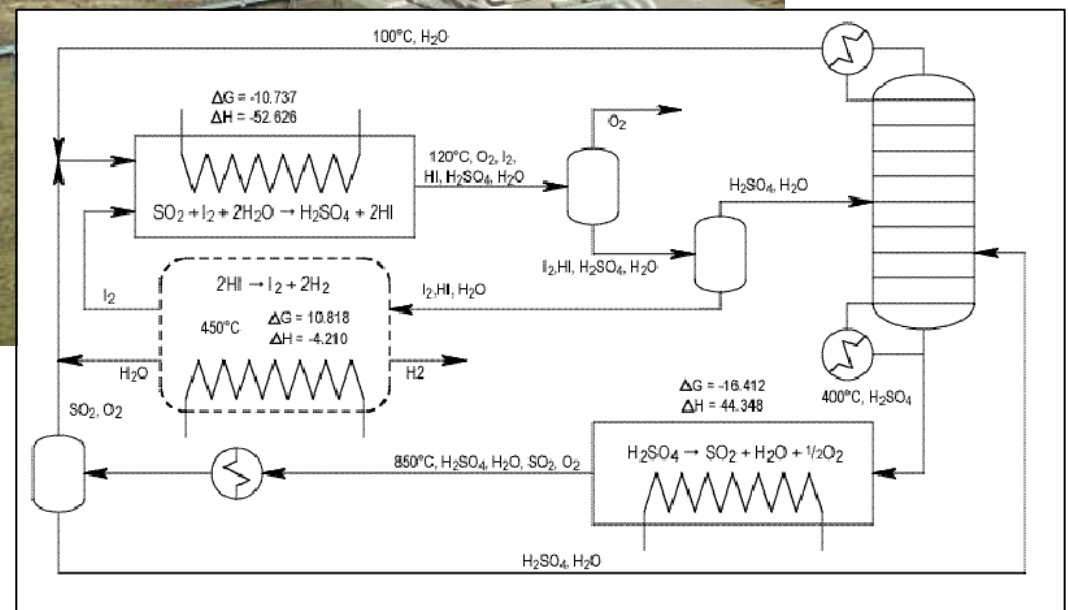
- *thermische Wasserspaltung*: direkter Weg quantitativ erst $\gg 1000^\circ\text{C}$
- *Hochtemperatur-Elektrolyse*: die Kostensituation ist noch unbefriedigend
- *chemische Verfahren* aus den 1970iger Jahren: Schwerpunkt der Diskussion





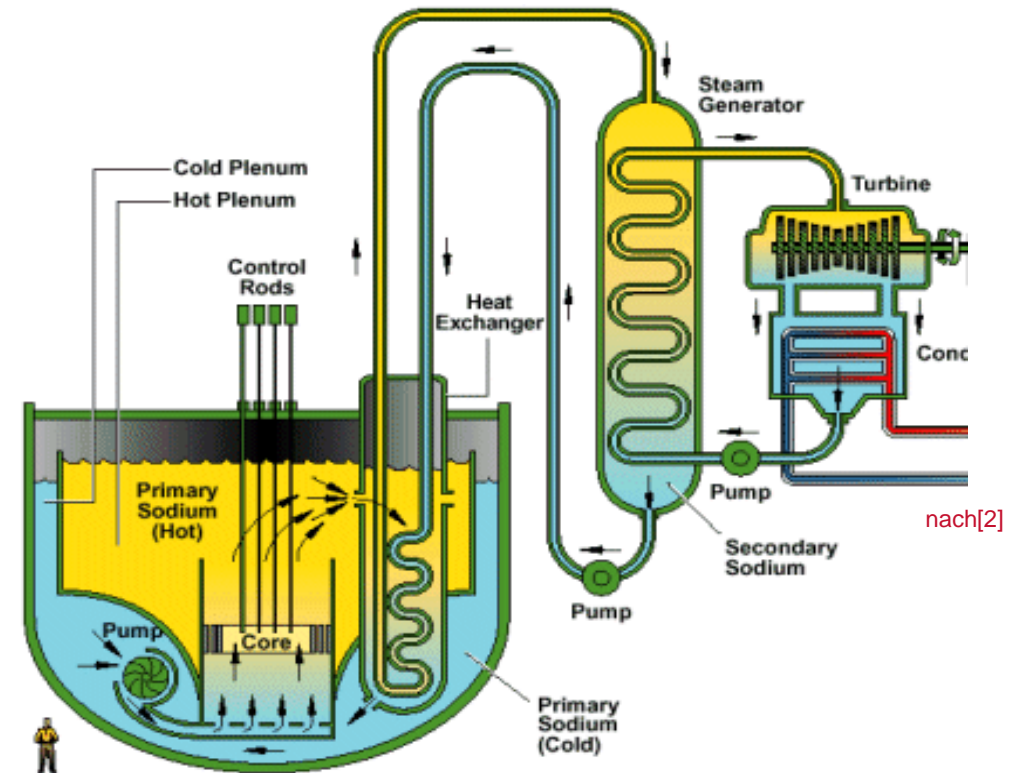
nach: Idaho Natl. Engin. and Environmental Lab, NGNP Functions and Requirements 2003

NGNP
 – Next Generation Nuclear Plant
 INEEL (Baubeginn 2011)



SFR: Natriumgekühlter schneller Reaktor

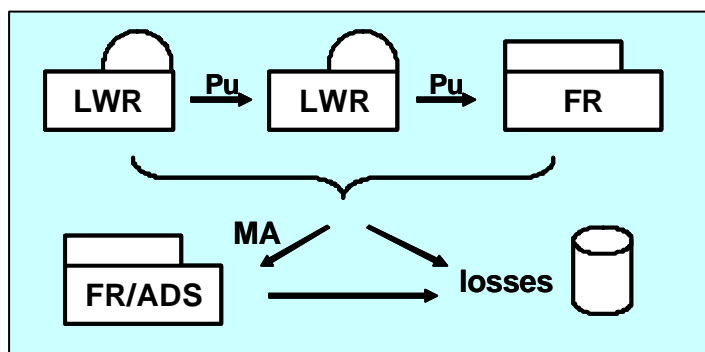
Kühlmittel	Natrium
Spektrum	schnell
Brennstoff	MOX, metallisch
BS-Kreislauf	geschlossen
Austrittstemp.	~ 540 °C
Leistungsdichte	350 MW _{th} /m ³
Anlagengröße	mittel bis groß
Druck	1 bar



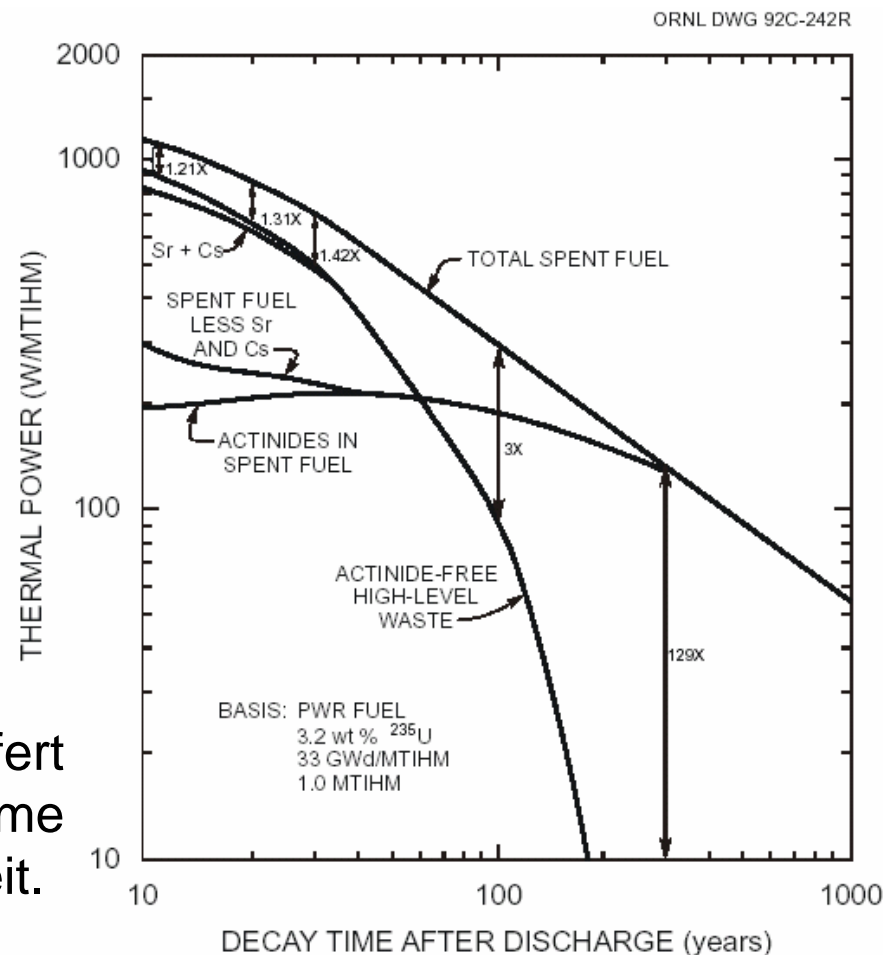
- fünf Demonstrations-Anlagen (250 bis 1200 MW_e): 110 Betriebsjahre Erfahrung
- Rekritikalität des Corium nicht endgültig geklärt
- Wirtschaftlichkeit bisheriger Anlagen unzureichend

Eine Möglichkeit zur Reduktion von Aktiniden im nuklearen Abfall

In einem Reaktorpark in Verbindung mit (konventionellen) thermischen Reaktoren sollen in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf bis zu 99,99% der Aktiniden aufgearbeitet/verbrannt werden; gezielte Restmengen könnten der Proliferation entgegenwirken.



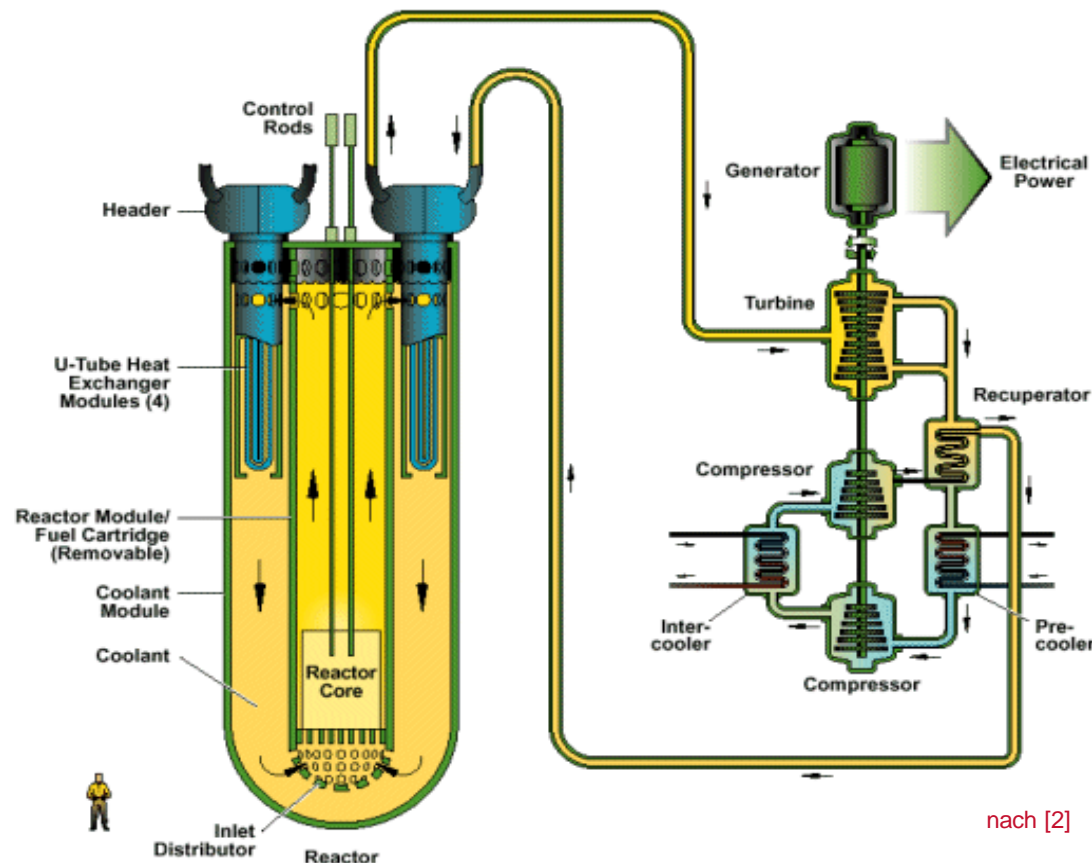
Der verbleibende nukleare Abfall liefert wesentlich weniger Nachzerfallswärme und dies über wesentlich kürzere Zeit.



aus: [3] U.S. DoE NERAC / GIF, Fuel Cycle Assessment Report GIF014-00

LFR: Bleigekühlter schneller Reaktor

Kühlmittel	Pb oder Pb/Bi
Spektrum	schnell
Brennstoff	metallisch; Nitrid
BS-Kreislauf	geschlossen
Austrittstemp.	550°C; Ziel 800°C
Leistungsdichte	150 MW _{th} /m ³
Anlagengröße	alle
Druck über Kern	1 bar



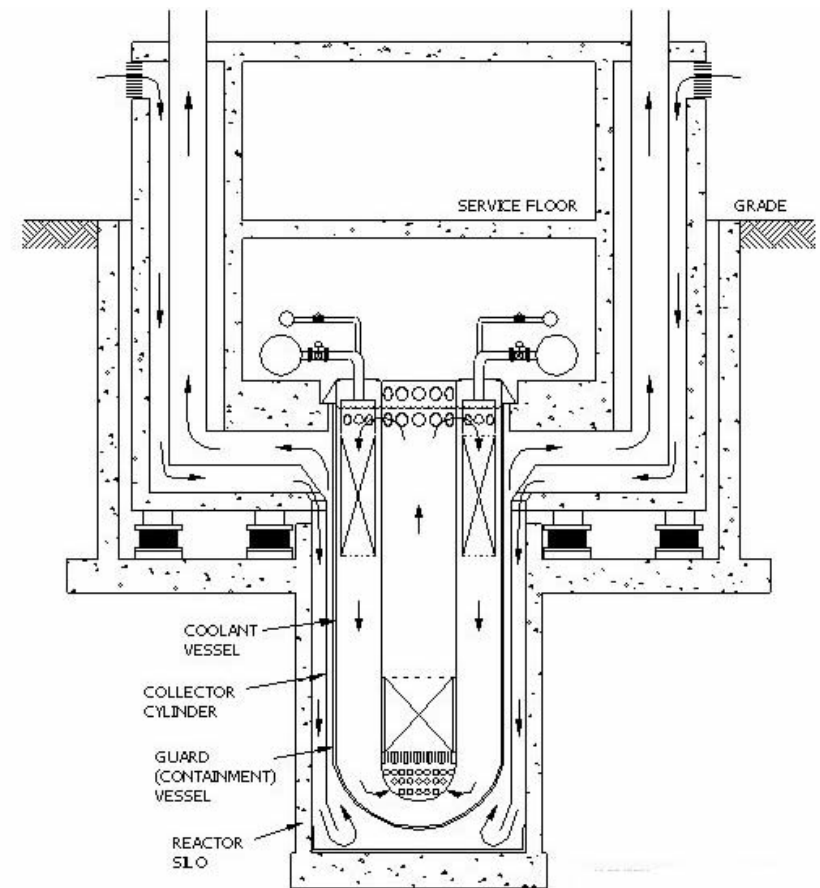
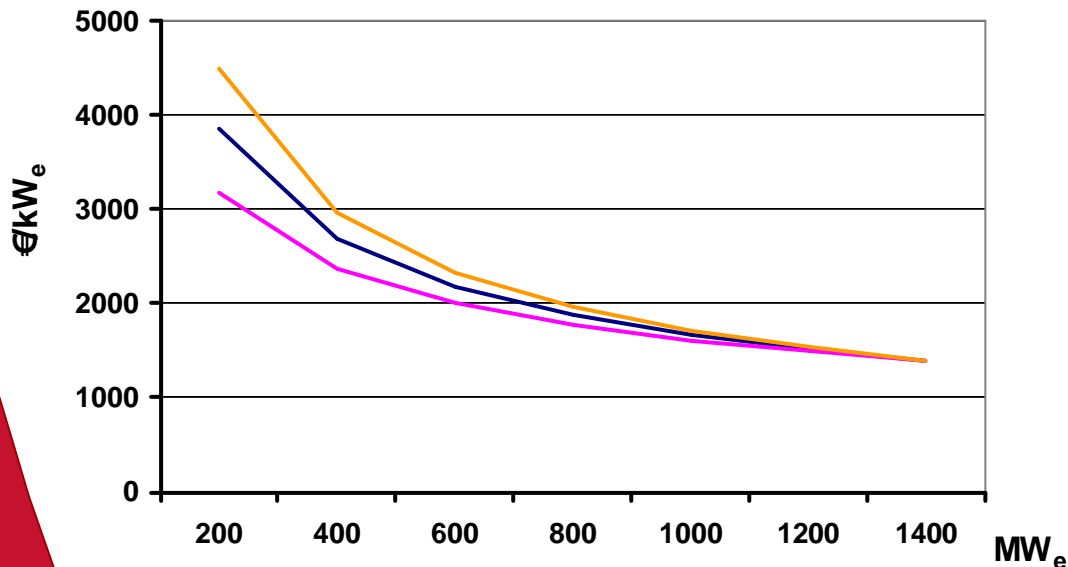
nach [2]

- als U-Boot-Reaktor realisiert
- Technologie für Flüssig-Pb auch bei ADS-Anlagen erforderlich
- höhere Austrittstemperatur für Prozeßwärme-Anwendungen

Ein Thema aus der LFR-Entwicklung: 'Batterie'-Reaktor – Langzeitbetrieb und kleine Anlagen

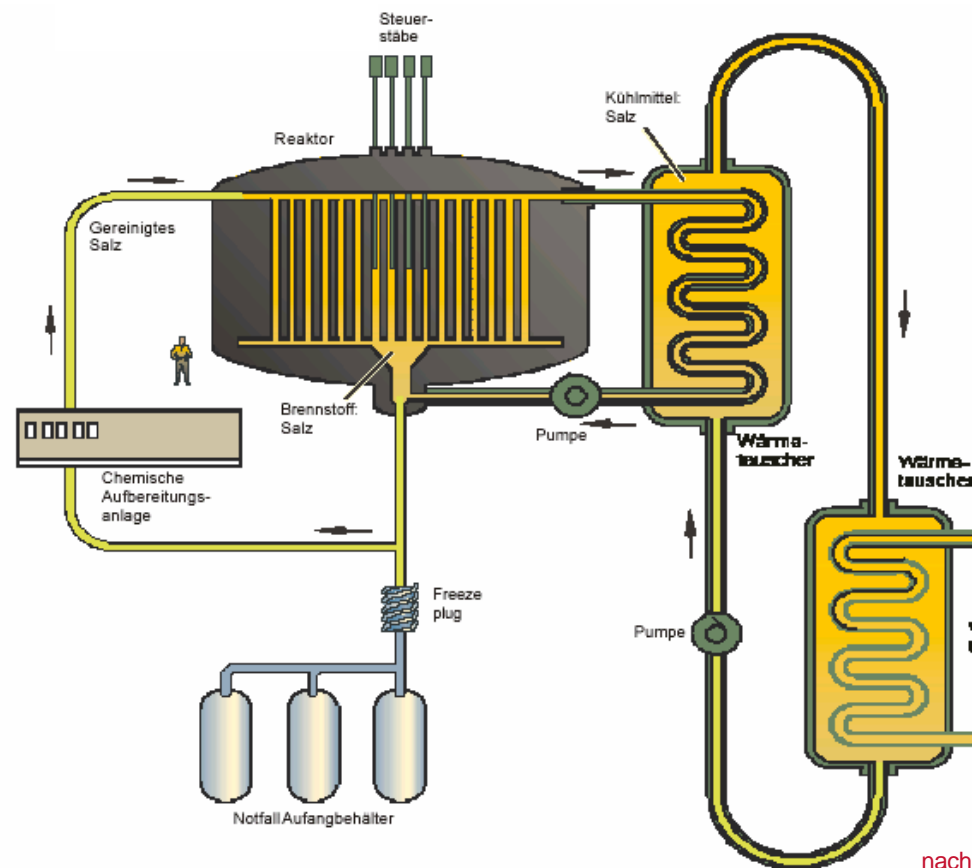
STAR (300 MW_{th}) 'Secure Transportable Autonomous Reactor'
 ~15 Betriebsjahre für die eingesetzte
 'Batterie' (Metall- oder Nitridmatrix mit
 brutfähigem U und Transuranen)

Skalierung auf 'kleine' Anlagen:
 z. Vgl. Kostenprogression beim LWR



nach: Argonne Natl. Lab., Adv. Reactor Research

Kühlmittel	Li/Be-Fluorid
Spektrum	thermisch
Brennstoff	$^{232}\text{Th}/^{238}\text{U}$ -Fluoride
BS-Kreislauf	offen, oder zwei geschlossene Krsl.
Austrittstemp.	< 850°C
Leistungsdichte	22 MW _{th} /m ³
Anlagengröße	mittel bis groß
Druck über Kern	< 1 bar



nach [2]

- Machbarkeit nachgewiesen: u.a. ‚Aircraft Reactor Experiment‘ 1954-57
- Neutronenbilanz erlaubt Aktinidenspaltung und Konversion
- Beladung und Wiederaufarbeitung on-line

Ein Thema aus der MSR-Entwicklung: 'Selbsterhaltender' Brennstoffkreislauf

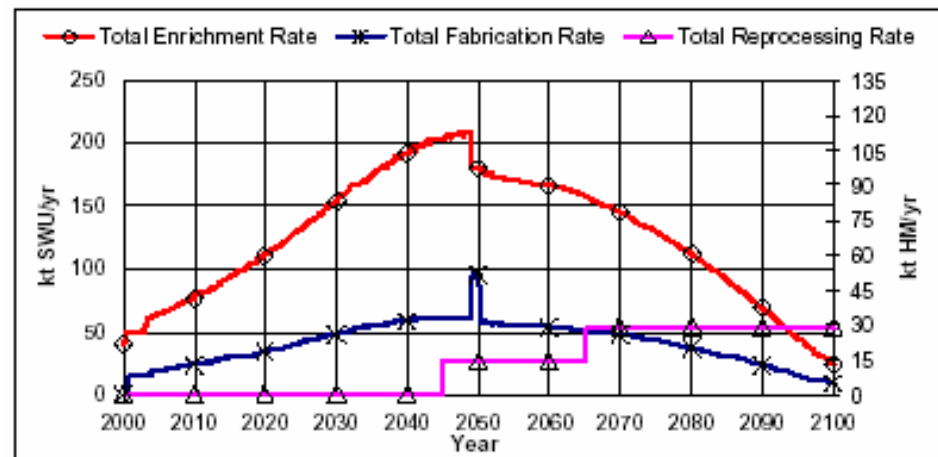
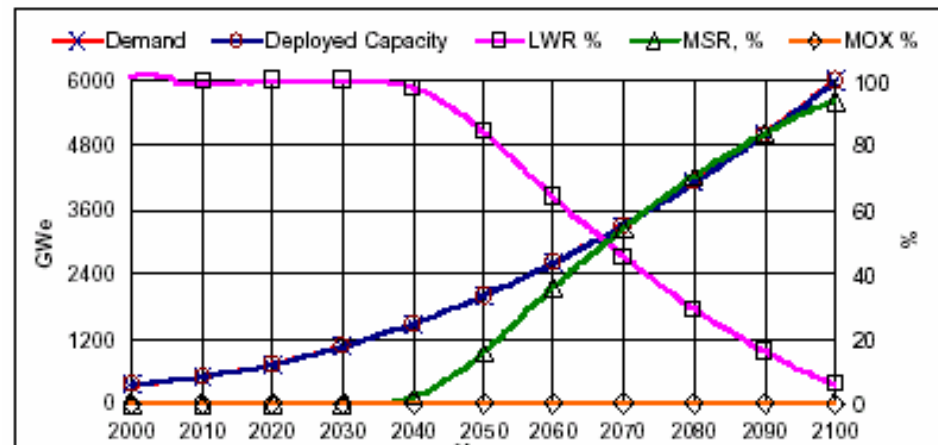
Thorium-Kreislauf: aus nicht spaltbarem Th wird unter thermischen Verhältnissen spaltbares U erbrütet: $^{232}\text{Th} + n \rightarrow \dots \rightarrow ^{233}\text{Pa} (27\text{d}) \rightarrow ^{233}\text{U}$

Szenarium:

ab 2030 sukzessiver Ersatz der LWR durch MSR bei gleichzeitig steigender Stromerzeugung

Brennstoff:

nach einer Übergangszeit sinkt (trotz steigender Stromerzeugung) die notwendige jährliche Anreicherungsleistung und Brennstoffmenge



aus [3]

*Bedingungen für eine sichere Elektrizitätsversorgung
,GENERATION IV Roadmap Exercise': Bewertung nuklearer Lösungen
Die sechs Reaktortypen
Zukünftige Entwicklungsarbeit: Zeit, Kosten, Organisation*

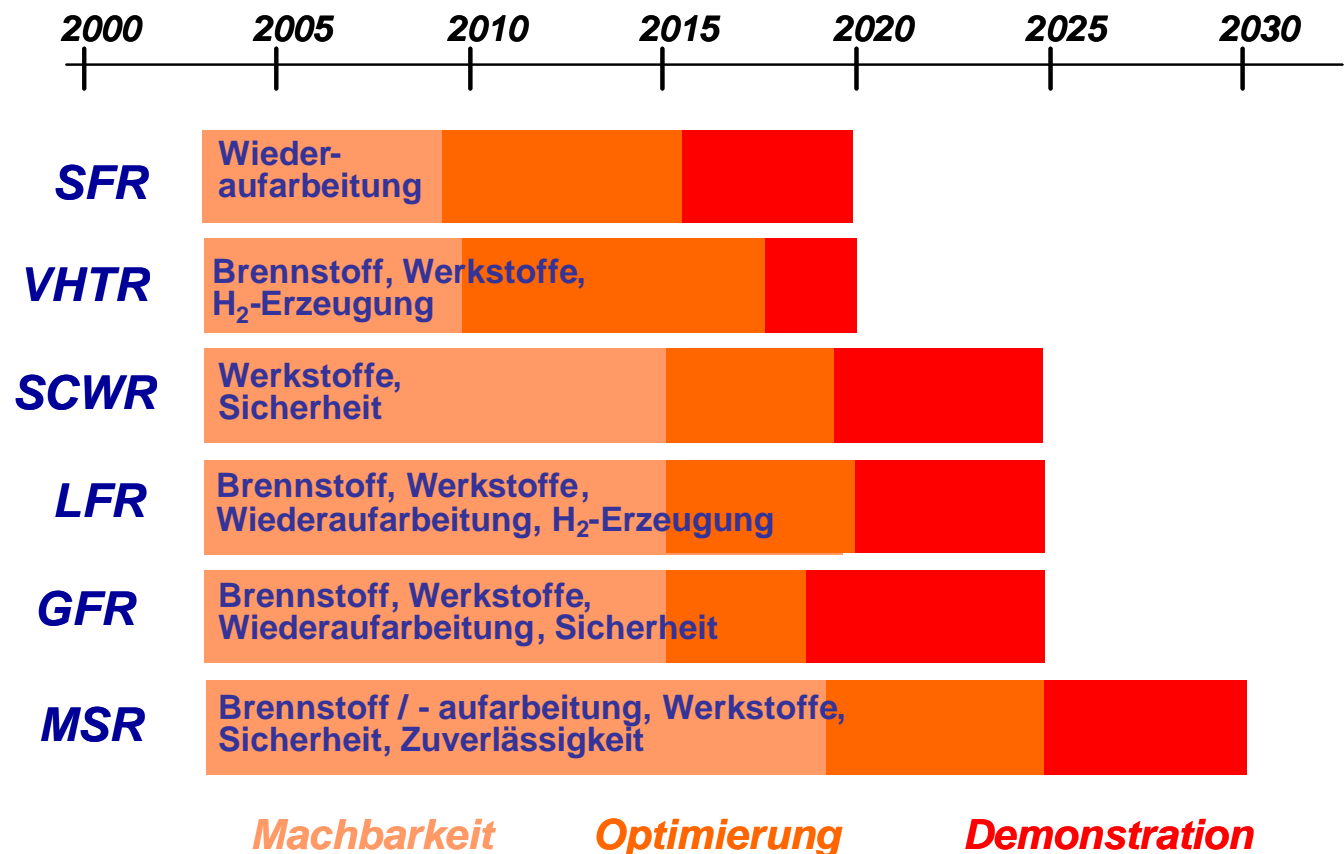
Entwicklungsphasen und Zeithorizont bis zu einem Prototypen

Machbarkeit:

Nachweis der Lösbarkeit *aller* Problemstellungen unter den relevanten Randbedingungen, keine verbleibenden ‚k.o.-Probleme‘

Optimierung:

Nachweis eines günstigen Verhaltens nach ingenieurmäßiger Entwicklung für einen Prototypen



Hinter Zeit- und Kostenangaben stehen detaillierte Schätzungen für jede der Reaktorlinien

Task Name	Duration	Start	Finish	Cost (M\$)	2004					2009							
					'02	'03	'04	'05	'06	'07	'08	'09	'10	'11	'12	'13	
SUPERCRITICAL WATER-COOLED REACT	939 wks	1/1/03	12/29/20	867													
Fuels and Materials	939 wks	1/1/03	12/29/20	525													
Mechanical properties (unirradiated)	469.6 wks	1/1/03	12/30/11	0													
Core structural material down-selection (SC 1)	0 wks	12/30/11	12/30/11	0													
Corrosion/SSC (out of pile)	678.4 wks	1/1/03	12/31/15	0													
Radiolysis and water chemistry (beam ports/accel)	417.4 wks	1/2/06	12/31/13	0													
Irradiation tests (capsule/accelerator/PIE)	417.6 wks	1/1/07	12/31/14	0													
Core structural material final selection (fast, thermal) (SC 3)	0 wks	12/31/14	12/31/14	0													
In-pile water chem/corrosion/SCC and PIE	626.2 wks	1/1/07	12/31/18	0													
Adequacy of fuel/cladding system performance potential (SC	0 wks	12/31/15	12/31/15	0													
Mechanical properties (irradiated and PIE)	573.6 wks	1/1/10	12/29/20	0													
Reactor systems	626.2 wks	1/1/03	12/31/14	0													
SCW transport properties	260.8 wks	1/1/10	12/31/14	0													
Heat transfer in rod bundles	365.4 wks	1/1/03	12/31/09	0													
Balance of Plant	0.2 wks	1/1/03	1/1/03	0													
Safety	939 wks	1/1/03	12/29/20	220													
Safety approach specification	156.6 wks	1/2/06	12/31/08	0													
Safety approach specification (fast, thermal) (SC 2)	0 wks	12/31/08	12/31/08	0													
Critical flow (out of pile, sep. effects measurements)	208.6 wks	1/3/05	12/31/08	0													
Integral LOCA experiments	417.6 wks	1/1/09	1/2/17	0													
Cladding ballooning (out of pile experiments)	260.6 wks	1/1/16	12/29/20	0													
Out-of-pile instability experiments	365.2 wks	1/1/13	12/31/19	0													

Alle Entwicklungsthemen wurden im ‚Roadmap Exercise‘ bis auf Einzelfragen heruntergebrochen

Sub-System	Gtap Label	Brief Description of Gap/Issue	Signific. of Gap	Current TRL	Activity	
			(a)	(b)	Label	Brief Description of R&D Activity
Materials and Structure	M1	<ul style="list-style-type: none"> - Corrosion rates in supercritical water at temperatures between 280 and 620°C. The corrosion should be measured under a wide range of oxygen and hydrogen contents to reflect the extremes in dissolved gasses. - Composition and structure of the corrosion films as a function of temperature and dissolved gasses. - The effects of irradiation on the corrosion as a function of dose, temperature, and water chemistry. - Stress corrosion cracking as a function of temperature, dissolved gasses, and water chemistry. - The effects of irradiation on SCC as a function of dose, temperature, and water chemistry. 	V	1	M1a	An extensive series of out-of-pile corrosion and SCC experiments on un-irradiated alloys
					M1b	Out-of-pile corrosion and SCC experiments on irradiated alloys
					M1c	In-pile loop corrosion and SCC tests
					M1	Total
	M2	<ul style="list-style-type: none"> - The complete radiolysis mechanism in supercritical water as a function of temperature and fluid density. - The chemical potential of H₂, O₂, and various radicals in supercritical water over a range of temperatures (280-620°C). - Recombination rates of various radicals, H₂, and O₂ in supercritical water over a range of temperatures (280-620°C). - Effect of radiation (type – neutrons, gammas, as well as flux) on radiolysis yields. - Formation and reaction of other species by radiolytic processes. 	V	1	M2a	Beam port and accelerator tests
					M2b	Water chemistry control studies using the in-pile corrosion test loops
					M2	Total
	M3	<ul style="list-style-type: none"> - Void nucleation and growth and the effect of He production on void stability and growth and He bubble nucleation and growth as a function of dose and temperature. - Development of the dislocation and precipitate microstructure and radiation-induced segregation as a function of dose and temperature. - Knowledge of growth or irradiation-induced distortion as a function of dose and temperature. - Knowledge of irradiation-induced stress relaxation as function of tension, stress, material, and dose. 	V	1	M3a	Test specimen irradiation in the corrosion and SCC in-pile loops
					M3b	Accelerator-based irradiation testing
					M3c	Capsule irradiation tests in test reactors
					M3d	Post-irradiation examination and analyses
					M3	Total

Geschätzte Entwicklungskosten

in Mio\$

	<i>SCWR</i>	<i>GFR</i>	<i>VHTR</i>	<i>SFR</i>	<i>LFR</i>	<i>MSR</i>	
Material- und Brennstoffverhalten	500	300	170	160	250	200	1580
Reaktorauslegung	30	100	20	140	120	150	560
Balance of Plant	10	50	280	50	110	50	550
Sicherheitsnachweise	220	150	80	160	150	200	960
Gesamtauslegung und -bewertung	100	120	90	100	170	100	680
Brennstoffkreislauf		220			190	300	710
Entwicklungskosten insgesamt	860	940	640	610	990	1000	

Diese Kosten beziehen sich auf einen Zeitraum von ca. 20 Jahren!

Die Entwicklung soll in abgestimmter internationaler Kooperation erfolgen: GIF – GENERATION IV International Forum

Entsprechend der vorhandenen Kompetenzen und nationalen Entwicklungsstrategien ist das Interesse der GIF-Mitglieder unterschiedlich.

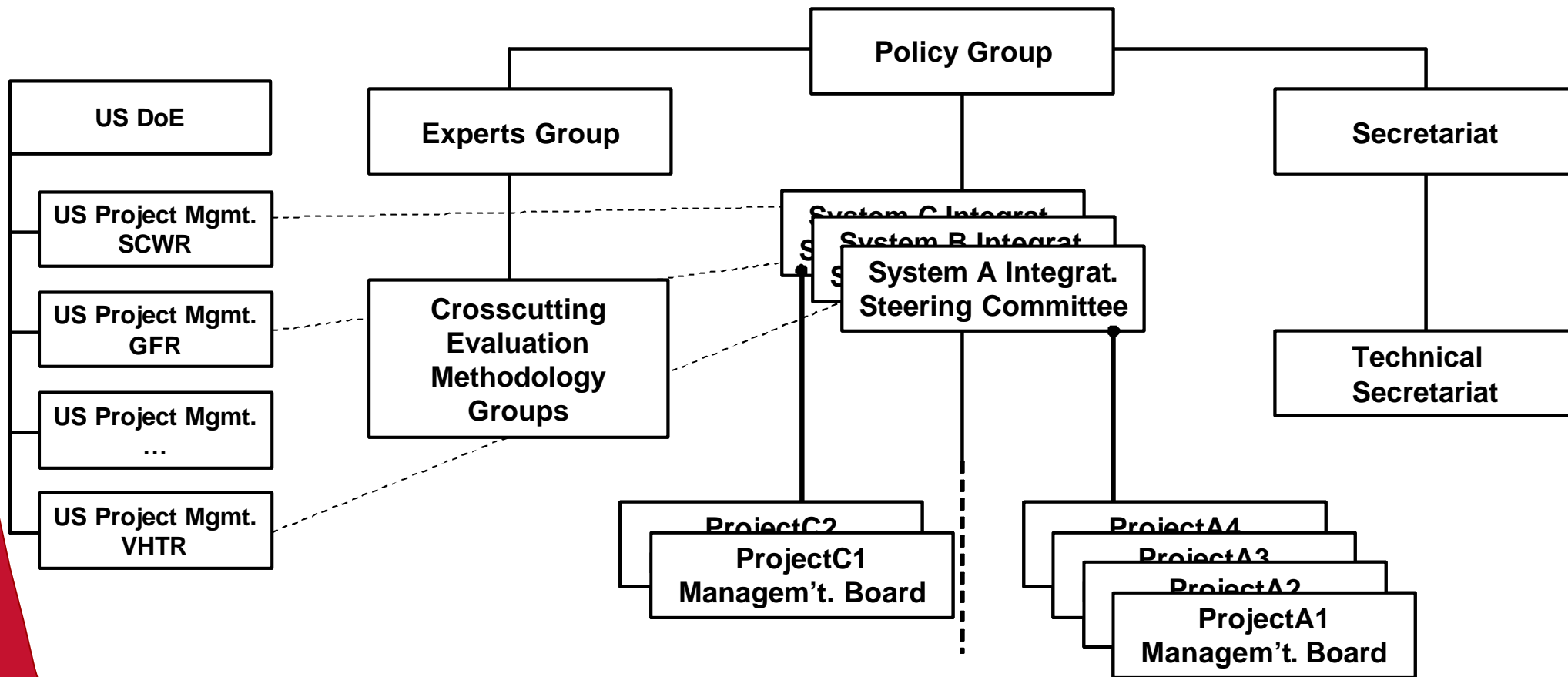
Die Entwicklung zu jeder der Reaktorlinien wird von einem Partnerland organisiert (mit * gekennzeichnet)

SFR	N	N	X	H	H*	H	X	X	M	M
LFR	N	N	X	L	L	L	X	H*	X	M
VHTR	N	N	X	H*	H	H	M	M	H	M
GFR	N	N	X	H	M	M	M	H	H	H*
SCWR	N	N	H*	M	M	M	X	H	L	H
MSR	N	N	X	L	X	L	X	X	L	L

GIF Experts Group Meeting Wash. DC Nov, 02

N	X	L	M	H	H*
<i>Neutral</i>	<i>No</i>	<i>Low</i>	<i>Medium</i>	<i>High</i>	<i>High, Anim</i>

Die 2003 entwickelte internationale GIF-Struktur, parallel dazu gibt es nationale Strukturen



*Bedingungen für eine sichere Elektrizitätsversorgung
,GENERATION IV Roadmap Exercise': Bewertung nuklearer Lösungen
Die sechs Reaktortypen
Zukünftige Entwicklungsarbeit: Zeit, Kosten, Organisation
Europäische Programme und Interesse der Industrie*

‘Innovative Konzepte’ werden in FuE-Rahmenprogrammen der EU – aber oft nur in geringem Umfang – gefördert

	<i>5. Rahmenprogramm EURATOM 1998-2002</i>	<i>6. Rahmenprogramm EURATOM 2002-2006</i>
SCWR	HPLWR (0,9 M€) High Performance Light Water Reactor	im 2. Aufruf als ‚Spezielles Forschungsprojekt‘
GFR	GCFR (0,5 M€) Gas-cooled fast reactor concept review studies	im 2. Aufruf als ‚Spezielles Forschungsprojekt‘
VHTR	[HTR-Projekte (8,7 M€) mit zahlreichen Berührungspunkten zur VHTR- Entwicklung]	im 2. Aufruf (V)HTR als ‚Integriertes Projekt‘
SFR	-	möglich für 3./4. Aufruf
LFR	[Flüssigmetall-Technologie in Projekten zum ADS (12,1 M€; Beschleuniger- getriebenen Reaktor ‚Rubbiatron‘) innerhalb des Programms ‚Partitioning & Transmutation‘ zur Reduzierung von nuklearem Abfall]	(ADS im 2. Aufruf)
MSR	MOST (0,6 M€) Review of molten salt technology	möglich für 3./4. Aufruf

(angegeb. Projektkosten: Gesamtbeträge über Laufzeit)

November 2002

Entscheidung der Europäische Kommission über den Beitritt von EURATOM zum GIF

Juli 2003

Zusammenarbeitsvertrag EURATOM - GIF nach Zustimmung der anderen GIF-Partner

- **Mitarbeit deutscher Stellen am GIF nur über EURATOM-Projekte**
Andere europäische Staaten sind bereits durch ihre nationale Mitgliedschaft an der internationalen Zusammenarbeit beteiligt.
- **Im 6. FuE-Rahmenprogramm der EU wird auf die Abstimmung der Arbeiten mit dem GIF-Programm geachtet – „unter Wahrung europäischer Prioritäten“.**
- **In der internationalen Zusammenarbeit wird ‚kein Geld über Grenzen fließen‘.**
Verhandelt wird z. Zt. parallel zur technischen Planung über
 - **Bewertung und Aufrechung der FuE-Beiträge der Partner**
 - **Bewertung der Patentrechte**
 - **Minimalvolumen bei der Teilnahme**

Staat und Industrie: Aufgabenteilung bei langfristigem FuE

FuE für die langfristige Sicherstellung der Energieversorgung ist weitgehend eine öffentlichen Aufgabe

- das hohe Risiko und die Kapitalkosten einer Entwicklung über 20 ... 30 Jahre könnte ein wirtschaftlich orientiertes Unternehmen allein nur in einem geschlossenen Markt tragen**

Die Umsetzung der Ergebnisse in ein Produkt ist Aufgabe der Industrie

- und in unserer Gesellschaft keine staatliche Aufgabe; die Wertschöpfung dabei trägt – über Steuern – auch die staatliche Aktivitäten und damit wiederum die weitere Entwicklung**

Daher beteiligt sich industrielles FuE über lange Vorlaufzeiten wesentlich nur die Definition künftiger Anforderungen und Bewertung

Strategische Analysen zeigen:

- LWR werden auch in den nächsten 20-30 Jahren die neuen Aufträge im Markt für die Elektrizitätserzeugung abdecken.
- Dann könnten Reaktorlinien der 4. Generation in diesen Markt eindringen, vorausgesetzt daß
 - sie wettbewerbsfähig sind mit den LWR der 3. Generation,
 - notwendig sind als Ergänzung zu den LWR, um die Uran-Ressourcen zu schonen,
 oder ihren Markt in neuen Segmenten wie z.B. der H₂-Erzeugung finden

Dennoch muß die Industrie auch mit Änderungen der Rahmenbedingungen rechnen:

Wir müssen daher darauf vorbereitet sein, Reaktoren der 4. Generation zu liefern, wenn sie gebraucht werden.

Aus diesem Gang durch Umfeld und Technik von GENERATION IV

- ▷ **Bedingungen für eine sichere Elektrizitätsversorgung**
- ▷ **‚GENERATION IV Roadmap Exercise‘: Bewertung nuklearer Lösungen**
- ▷ **Die sechs Reaktortypen**
- ▷ **Zukünftige Entwicklungsarbeit: Zeit, Kosten, Organisation**
- ▷ **Europäische Programme und Interesse der Industrie**

sollten erkennbar geworden sein:

- **ein gemeinsamen Wunsch der GIF-Partner, die Kerntechnik für die Zukunft wieder verstärkt einzusetzen,**
- **die weitgehende Übereinstimmung, dafür schnelle Reaktoren mit geschlossenem Brennstoffkreislauf zu verwenden, und**
- **die Vorteile eines schlagkräftigen internationalen Forschungsverbundes.**