



PAUL SCHERRER INSTITUT



PSI Bericht Nr. 96-17

September 1996

ISSN 1019-0643

Nukleare Energie, Sicherheit

---

Fortgeschrittene nukleare Systeme im Vergleich

R. Brogli, K. Foskolos, C. Goetzmann,  
W. Kröger, A. Stanculescu, P. Wydler

---

Paul Scherrer Institut  
CH - 5232 Villigen PSI  
Telefon 056 310 21 11  
Telefax 056 310 21 99

PAUL SCHERRER INSTITUT



# **Fortgeschrittene nukleare Systeme im Vergleich**

**R. Brogli, K. Foskolos, C. Goetzmann,  
W. Kröger, A. Stanculescu, P. Wydler**

**September 1996**

## Inhaltsverzeichnis

Zusammenfassung .....	iii
Executive Summary .....	vii
1. Einleitung, Auftrag .....	1
2. Beschreibung der untersuchten Systeme .....	3
2.1. Leichtwasserreaktoren .....	4
2.2. Gasgekühlte Reaktoren .....	6
2.3. Schnelle, flüssigmetallgekühlte Reaktoren .....	7
2.4. Hybride Systeme .....	8
2.5. Kernfusion .....	8
2.6. In den Vergleich einbezogene Konzepte .....	9
2.7. Brennstoffzyklus .....	11
2.8. Proliferation .....	16
3. Definition der gewählten Kriterien .....	17
3.1. Betriebsmerkmale .....	17
3.2. Sicherheit, auslegungsüberschreitende Störfälle .....	18
3.3. Stand der Entwicklung .....	21
3.4. Relative Kosten, Konkurrenzfähigkeit .....	22
3.5. Brennstoffzyklus .....	23
4. Bewertung der Systeme .....	24
5. Schlussfolgerungen .....	27
6. Referenzen .....	29
Anhang A: Der Energy Amplifier, Chancen und Probleme .....	31
Anhang B: Technische Merkmale der untersuchten Konzepte .....	39
Anhang C: Begründung einzelner Bewertungen .....	47
Anhang D: Abkürzungen .....	70
Anhang E: Glossar .....	72

Diese Studie wurde im Auftrag und mit finanzieller Unterstützung des Bundesamtes für Energiewirtschaft durchgeführt.

Die Autoren bedanken sich bei den Herren Fuchs (ATEL), McCombie (NAGRA), Yadigaroglu (ETHZ), Victoria (EPFL) und Schryber (PSI) für die kritische Durchsicht des Manuskriptes und die vielen wertvollen Anregungen zum Inhalt.

## Zusammenfassung

Der weltweite Energie- und insbesondere Elektrizitätsverbrauch wird mit signifikanten Wachstumsraten weiter steigen. Bei der Bereitstellung neuer Stromerzeugungsanlagen wird die Kernenergie mit bedacht werden müssen. Ihre Vorteile liegen in der hohen Unabhängigkeit der Energieversorgung, der Schonung und Substitution fossiler Brennstoffe, der Verminderung des Ausstosses klimarelevanter Gase, ihrer Verfügbarkeit und Wirtschaftlichkeit. Ihr Einsatz im Rahmen eines optimalen Energiemixes wird aber von Fragen der Akzeptanz im weitesten Sinne massgebend beeinflusst, wozu eine akzeptable Reaktorsicherheit, die Schliessung des Brennstoffzyklus (zweifelsfreie Lösung der Lagerproblematik für radioaktive Abfälle) und die Konkurrenzfähigkeit gegenüber Alternativen zählen.

In den 90er Jahren haben Industrie und Forschung Anstrengungen unternommen, um die Nukleartechnik in Richtung einer "neuen Sicherheitsqualität" bei Wahrung oder gar Wiedererlangung der Konkurrenzfähigkeit gegenüber den heute kostengünstigsten Energieträgern (z.B. Erdgas) weiterzuentwickeln. Die Anlagenkonzepte setzen unterschiedlich an (evolutionär - innovativ), zielen auf divergierende Realisierungszeiträume und nutzen passive Systeme oder inhärente Sicherheitseigenschaften in unterschiedlichem Masse. Auch die Brennstoffzyklen sind vom Ansatz her oder im Detail sehr unterschiedlich.

Diese Studie zielt auf einen Vergleich zukünftiger Reaktorkonzepte, wobei insbesondere Aspekte der Sicherheit, des Brennstoffzyklus, der Wirtschaftlichkeit, der Erfahrungsbasis und des Entwicklungsstandes berücksichtigt werden sollten. Dafür ausgewählt wurden repräsentative Vertreter typischer Entwicklungslinien, die innerhalb eines Zeitorizontes von etwa 50 Jahren "interessant" sein könnten. Dieser lässt sich in drei Phasen unterteilen:

- Phase I umfasst die nächsten 10 Jahre und wird mehrheitlich durch die evolutionär weiterentwickelten Leichtwasserreaktoren (LWR) grosser Einheitsleistung geprägt sein; repräsentativ: EPR.
- Phase II, der Zeitraum von ca. 2005 bis ca. 2020, orientiert sich an einer prognostizierten Verdoppelung der weltweit installierten nuklearen Kapazität; neben evolutionären Reaktoren werden auch innovative Systeme wie AP600, PIUS, MHTGR, EFR aufkommen.
- Phase III erstreckt sich auf den Zeitraum 2020 und 2050 und ist geprägt von der Frage ausreichender Ressourcen an spaltbaren Materialien, so dass auch mit neuartigen schnellen Systemen einschliesslich hybrider Konzepte zu rechnen ist; repräsentativ: IFR, EA, ITER<sup>†</sup>.

Die bewerteten Konzepte sehen zum Teil unterschiedliche Brennstoffzyklen vor. Spaltreaktoren können prinzipiell im Uran-Plutonium- oder im Thorium-Uran-Zyklus betrieben werden, wobei auch Kombinationen dieser Zyklen untereinander und mit anderen Reaktorkonzepten als vorgeschlagen möglich sind. Beim heutigen (hauptsächlich LWR umfassenden) Nuklearpark nimmt der Plutoniumüberschuss jährlich weltweit um ca. 100 t zu. Neben Strategien mit Wiederaufarbeitung, wie

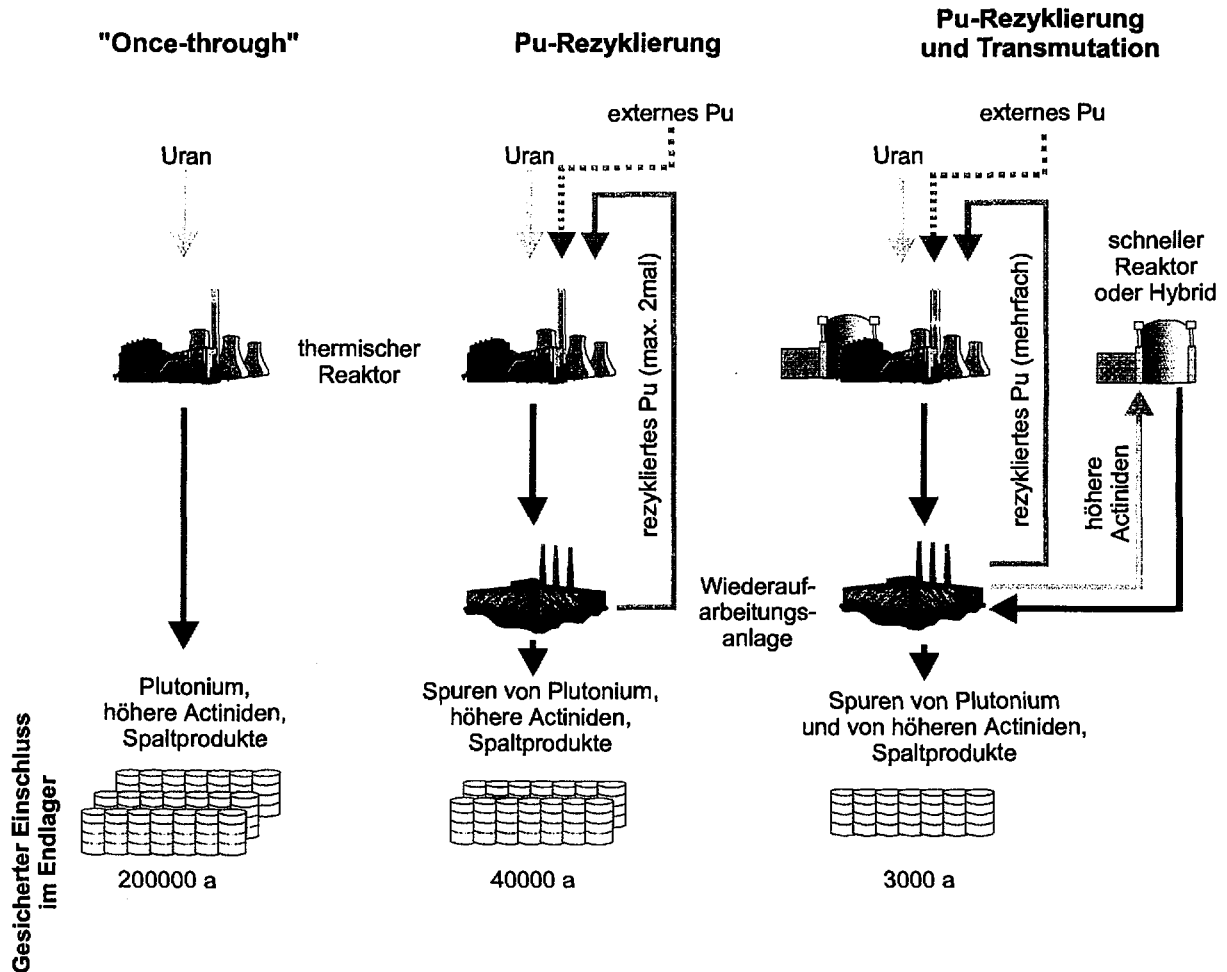
- Rezyklierung in thermischen und schnellen Reaktoren mit Mischoxyd-Brennstoffen ((U,Pu)O<sub>2</sub>),
- "Verbrennung" von Plutonium in Reaktoren mit neuartigen Brennstoffen ohne Uran oder in "Hybridsystemen",

---

<sup>†</sup> Als Vergleichsobjekt herangezogen, stellt für den betrachteten Zeitraum wohl keine kommerzielle Alternative dar.

mit denen sich dieser Überschuss abbauen liesse, fasst man die direkte Endlagerung abgebrannter Brennelemente samt ihres Plutoniumanteils ("once-through") ins Auge.

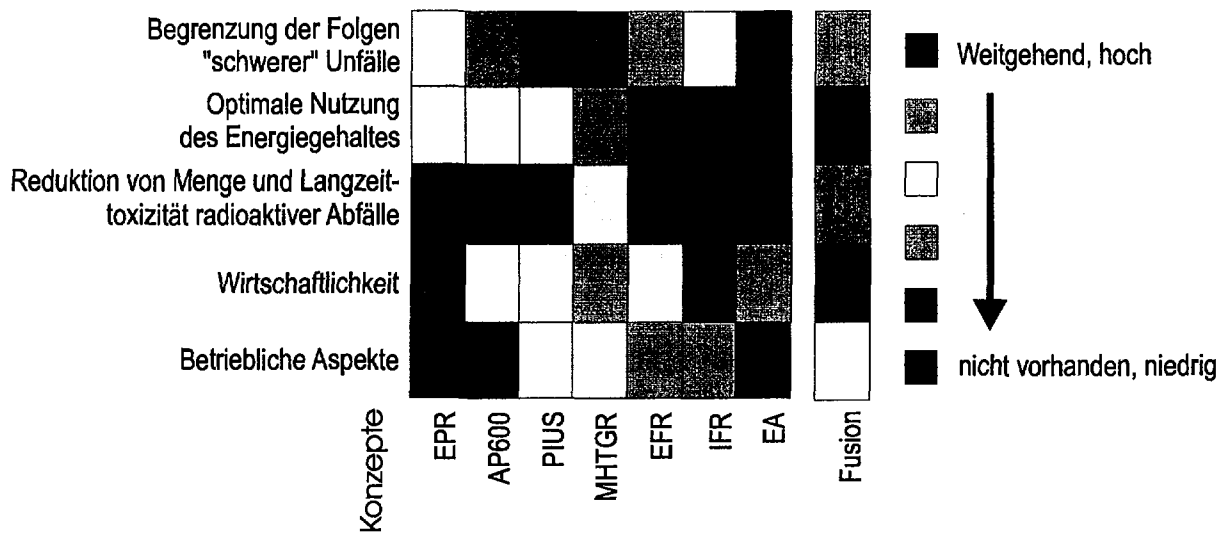
Längerfristig anstehende Probleme sind die Radiotoxizität des Brennstoffs und das von einem Endlager ausgehende Langzeitrisiko, die sich durch die Wahl des Brennstoffzyklus und des Reaktortyps beeinflussen lassen. Darüber hinaus ist es möglich, besonders langlebige Actiniden und Spaltprodukte über Kernreaktionen gezielt in weniger toxische oder stabile Nuklide zu "transmutieren". Untenstehendes Bild stellt diese Optionen für das "back-end" am Beispiel des Uran-Plutonium-Brennstoffzyklus zusammenfassend dar.



Die wichtigsten Kriterien für die Bewertung der untersuchten Konzepte sind

- **Reaktorsicherheit** mit Schwergewicht auf Begrenzung der Folgen von "schweren" Unfällen, die heutige Auslegungsgrenzen überschreiten,
- **Nutzung des Energieinhalts** der Uran- / Thoriumreserven,
- Menge und Radiotoxizität der **radioaktiven Abfälle**, Endlagerrisiko.
- **Wirtschaftlichkeit** (Investitions- und Betriebskosten) sowie
- **betriebliche Aspekte** (Erfahrung, technischer Planungsstand, Robustheit).

Die Resultate der Studie hinsichtlich dieser Kriterien lassen sich in einer Matrix wie folgt darstellen, wobei heutige westliche Technik den Ausgangs- und Bezugspunkt stellt:



Zusammenfassend führt die Studie zu folgenden Hauptaussagen:

- Die LWR (mit thermischem Neutronenspektrum) besitzen ein nicht zu unterschätzendes, noch weiter ausschöpfbares Sicherheitspotential, das ihnen in der überblickbaren Zukunft ermöglichen sollte, alle zu erwartenden Sicherheitsanforderungen zu erfüllen. Die innovative Ausschöpfung dieses Potentials (z.B. beim PIUS) ist allerdings mit erheblichen Wirtschaftlichkeitseinbußen verknüpft, da dies kleinere Anlagen mit ggf. kleinerer Leistungsdichte bedingt. Zur weitergehenden Ressourcennutzung und Verminderung der Menge radioaktiver Abfälle müsste der Brennstoffkreislauf weiter geschlossen werden, was aber bei einer reinen LWR-Strategie nur beschränkt möglich ist.
- Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum ermöglichen einen "Quantensprung" in der Ressourcenausnutzung (Faktor ~100) und können das Abfallproblem weiter entschärfen, da der Brennstoffzyklus vollständig geschlossen werden kann. Sie erfüllen damit ein wichtiges Postulat für eine nachhaltige Entwicklung. Der Quantensprung bedingt allerdings eine teurere, komplizierte Technik (z.B. Technologie der Flüssigmetallkühlung). Durch die konsequente Ausnutzung von Vorteilen, wie dem niedrigen Kühlmitteldruck, könnte wahrscheinlich mit den neuen Entwicklungen (IFR, EA) hinsichtlich der Sicherheit ein Standard erreicht werden, der demjenigen der "besten" LWR mindestens ebenbürtig, wenn nicht überlegen ist.
- Beim Brennstoffzyklus zeichnen sich neue Techniken und Strategien ab, die es ermöglichen werden, das Problem der hochaktiven Abfälle auch bei verstärktem und langfristigem Einsatz der Kernenergie im Griff zu behalten. Die Reduktion der Radiotoxizität und somit auch des Langzeitrisikos sollte primär durch Minimierung der Menge von Uran, Thorium und Actiniden im Abfall erfolgen. Eine Mengenreduktion um einen Faktor 10 bis 50 wird voraussichtlich mit verbesserter Wiederaufarbeitung und Rezyklierung erreicht. Bei gleichen Brennstoffverlusten würde ein Umstieg vom Uran-Plutonium- zum Thorium-Uran-Zyklus die Toxizität der Actiniden für Abklingzeiten bis 10'000 Jahre reduzieren, jedoch für längere Abklingzeiten keinen Vorteil bringen. Da es letztlich um eine möglichst gute Schliessung des Brennstoffzyklus geht, sind die neuen Brennstofftechniken vor allem im Zusammenhang mit schnellen Reaktoren (einschl. EA) von Bedeutung.
- Wenn Plutonium vollständig rezykliert und auch die Verwendung des Abfallurans (aus der Urananreicherung und Wiederaufarbeitung) wirtschaftlich vertretbar wird, kann die zusätzliche Schliessung des Brennstoffzyklus für die weniger häufigen Actiniden Np, Am

und Cm (Transmutation) die "Nachhaltigkeit" der Kernenergie weiter verbessern. Bei einer Strategie, die hauptsächlich auf schnellen Reaktoren beruht, kann die Rezyklierung der weniger häufigen Actiniden in diesen Reaktoren selbst erfolgen. Denkbar sind jedoch auch kombinierte Strategien mit LWR und schnellen Reaktoren in Symbiose mit Hybrid-systemen. Bei allen diesen Überlegungen sind auch die Radiotoxizität und das Langzeitrisiko der Spaltprodukte zu beachten, die nur von der erzeugten thermischen Energie abhängen. Für die fernere Zukunft zeichnen sich Möglichkeiten ab, besonders langlebige Spaltprodukte ebenfalls zu transmutieren.

- Hinsichtlich der Proliferation hat die INFCE-Studie der IAEO von 1980 gezeigt, dass es keine technischen Möglichkeiten gibt, den Brennstoffzyklus vollständig proliferationssicher zu machen und dass auch der Thoriumzyklus letztlich das Problem nicht lösen kann. Von grundsätzlicher Bedeutung ist die Frage, ob der vorgeschlagene Brennstoffzyklus eine Wiederaufarbeitung vorsieht oder nicht, was unter Proliferationsgesichtspunkten allgemein als günstiger gewertet wird. Falls man eine Wiederaufarbeitung aus den dargelegten Gründen dennoch für wünschbar erachtet, wäre eine (allerdings aufwendige) Integration in die Reaktoranlage wie beim IFR sicher von Vorteil. Der verstärkte Aufbau von höheren Isotopen durch mehrfaches Rezyklieren macht das Plutonium weniger attraktiv für eine Abzweigung, bietet aber auch keinen vollständigen Schutz.

Die Studie bestätigt, dass die Kernspaltung als physikalisches Prinzip samt zugehöriger Technologie auch Zukunftschancen hat: Das Potential zur Erfüllung von Anforderungen, die über heutige noch hinausgehen, ist nicht ausgeschöpft. Weiterentwicklungen sind im Gang, wobei der letztlich notwendige Industriemassstab nur bei eher evolutionären Konzepten (z.B. EPR) anzutreffen ist. Ein konsequentes Weiterverfolgen der diskutierten Entwicklungen bedingt weitere bedeutende Investitionen und Zeiten, um so grösser, je neuartiger und näher dem Stadium des "Paper Design" sie noch sind. Ähnliches gilt für die Realisierungschancen: Kostenwirksame zusätzliche Anforderungen gefährden die Konkurrenzfähigkeit. Je mehr die Konzepte vom heutigen Standard abweichen, um so stärker muss der politische Wille zur Abkehr von sich noch verstärkenden Marktgesetzen (Deregulierung) bestehen. Dabei sind die Wirtschaftlichkeitsunterschiede zwischen Konzepten und zwischen Einzel- und Mehrfachanlage eines Konzeptes im allgemeinen etwa gleich gross.

Der EA hat, neben PIUS, MHTGR und auch IFR, das breiteste Potential zur Erfüllung der aufgestellten Kriterien, soweit das in dieser frühen Phase der Konzeptentwicklung überhaupt beurteilt werden kann. Die erzielbare Konkurrenzfähigkeit wird allerdings z.Zt. als niedrig eingestuft; bis zur Erlangung einer kommerziellen Reife werden sicher mehr als 20 Jahre vergehen, und sie wird erheblicher (öffentlicher) Mittel bedürfen. Angesichts dessen darf das Potential der "traditionelleren" realisierungsnäheren Konzepte nicht übersehen werden, die gestellten Kriterien zu erfüllen, vor allem dann, wenn ihre spezifischen Merkmale gezielt genutzt und mit Brennstoffzyklen, die den zukünftigen Bedürfnissen angepasst werden können, kombiniert werden.

## Executive Summary

The world-wide energy and, in particular, the electricity consumption will increase further with significant growth rates. In providing new power generation plants, nuclear energy will also have to be considered. Its advantages are a high degree of independence in energy supply, preservation and substitution of fossil fuels, the reduced emission of climate relevant gases, its availability as well as economics. The use of nuclear energy within the framework of an optimum energy mix will, though, be decisively influenced by acceptance issues in their broadest sense. These include an acceptable reactor safety, the closing of the nuclear fuel cycle (doubt-free resolution of the nuclear waste storage problem) and competitiveness against alternatives.

In the 90s, industry and research have invested efforts in order to further develop nuclear technology in the direction of a "new safety quality" while preserving or even regaining competitiveness against today's most economic energy carriers (e.g. natural gas). Different plant concepts rely on different approaches (evolutionary - innovative), focus on diverging realisation periods and use passive systems or inherent safety features to a different extent. There are also considerable differences between fuel cycles either in the basic approach or in the details.

This study aims at a comparison of future reactor concepts, paying particular attention to aspects of safety, of the fuel cycle, the economics, the experience-base and the state of development. Representative examples of typical development lines, that could possibly be "of interest" within a time horizon of 50 years were selected for comparison. This can be divided into three phases:

- Phase I includes the next 10 years and will be characterised mainly by evolutionary developments of light water reactors (LWR) of large unit size; representative: EPR.
- Phase II, i.e. the time between 2005 and 2020 approximately, encompasses the forecasted doubling of today's world-wide installed nuclear capacity; along with evolutionary reactors, innovative Systems like AP600, PIUS, MHTGR, EFR will emerge.
- Phase III covers the time between 2020 and 2050 and is characterised by the issue of sufficient fissile material resources; novel fast reactor systems including hybrid systems can, thus, become available; representatives: IFR, EA, ITER<sup>‡</sup> (the latter being).

The evaluated concepts foresee partly different fuel cycles. Fission reactors can be operated in principle on the basis of either a Uranium-Plutonium-cycle or a Thorium-Uranium-cycle, while combinations of these cycles among them or with other reactor concepts than proposed are possible. With today's nuclear park (comprising mainly LWRs), the world-wide plutonium excess increases annually by about 100 t. Besides strategies based on reprocessing like

- recycling in thermal and fast reactors with mixed oxide fuels ((U, Pu)O<sub>2</sub>),
- plutonium "burning" in reactors with novel fuels without uranium or in "hybrid" systems

allowing a reduction of this excess, direct disposal spent fuel elements including their plutonium content ("once-through") is being considered.

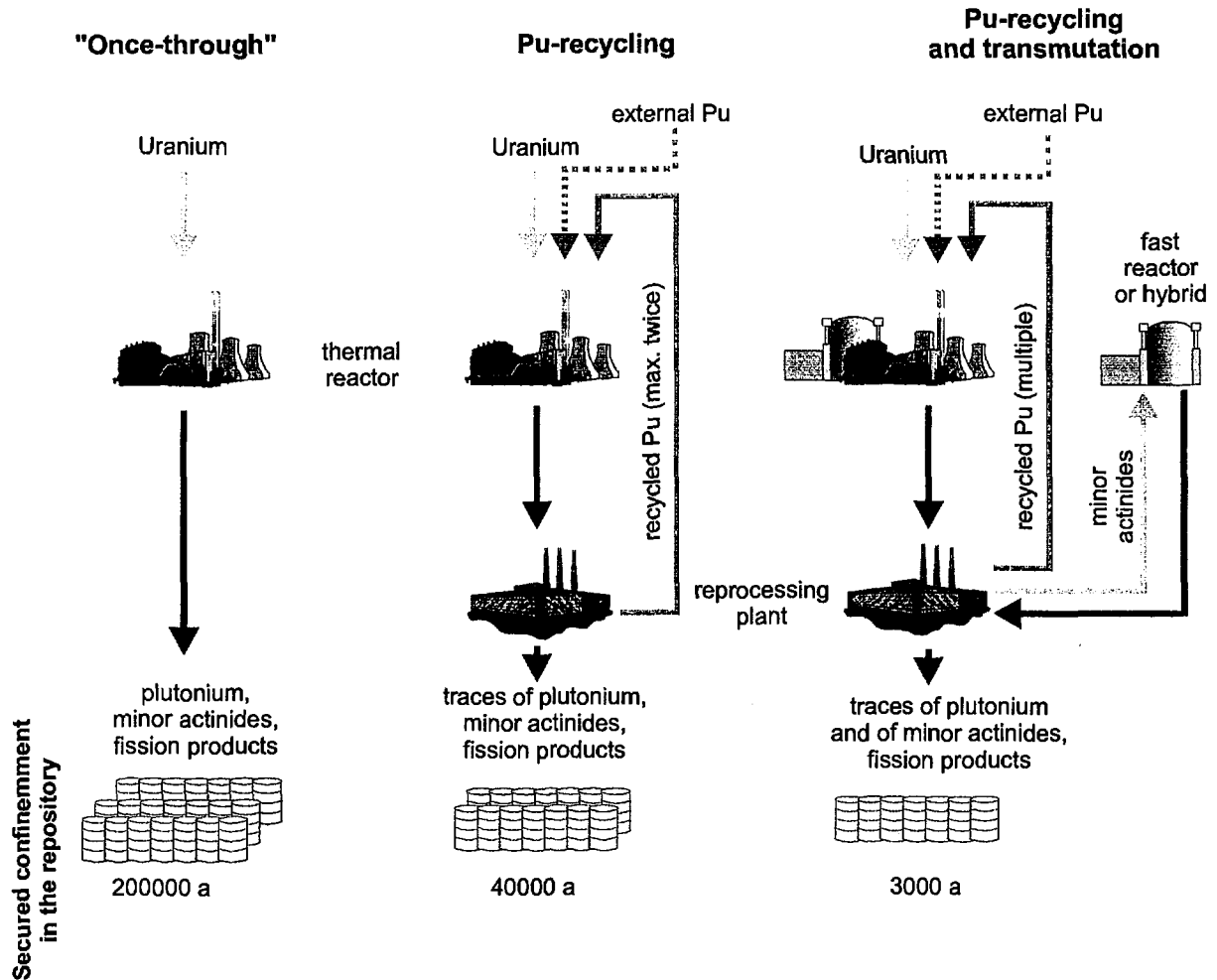
Problems relevant in the long-term are the radiotoxicity of the fuel and the long-term risk related to a final repository, which can be steered by an adequate choice of fuel cycle and reactor type. Moreover, it is possible to "transmute" very long-lived actinides and fission

---

<sup>‡</sup> Used as a comparison object that does not represent a true alternative in the time period considered.



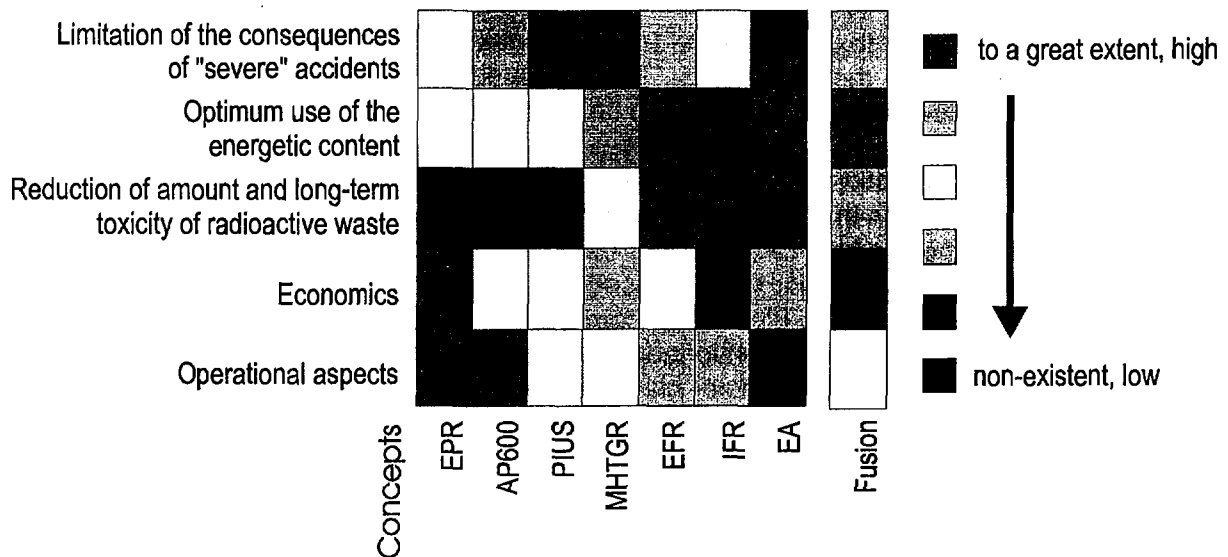
products into less toxic or stable nuclei by means of specific nuclear reactions. Following figure summarises these options for the back-end in the case of the uranium-plutonium fuel cycle.



The most important criteria for the assessment of the evaluated concepts are:

- **safety**, focusing on the limitation of the consequences of "severe" accidents beyond today's design basis,
- **use of the energetic content** of the uranium/thorium reserves,
- amount and radiotoxicity of **radioactive waste**, final repository risk,
- **economics** (investment and operating costs), and,
- **operational aspects** (experience, technical development status, robustness).

The results of the study with regard to these criteria can be represented in a matrix as follows, where present western technology is taken as departure and reference point:



In summary, the study leads to the following main findings:

- LWRs (with a thermal neutron spectrum) have a safety potential that should not be underestimated and which can be further exploited. This could allow them to fulfil all expected safety requirements in the foreseeable future. Exhausting this potential by innovative means (e.g. in PIUS) is, however, coupled to considerable economic penalties, as it implies smaller plants, eventually with lower power densities. In order to further improve the use of resources and to reduce the amount of radioactive waste, the fuel cycle should be further closed, which is only partially possible with a pure LWR-strategy.
- Reactors with a fast neutron spectrum allow to perform a “quantum leap” in the use of resources (factor of ~100) and can further defuse the waste problem, as they allow the fuel cycle to be fully closed. They fulfil, therefore, an important postulate for a sustainable development. The quantum leap implies, however, a more expensive and complex technology (e.g. liquid metal cooling technology). By steadily exploiting advantages like the low coolant pressure, new developments (IFR, EA) could probably reach a safety standard that is at least equivalent, or even better than the standard of the “best” LWRs.
- Newly emerging fuel cycle technologies, will allow to keep the problem of high level waste under control, even with an increased and long-lasting deployment of nuclear energy. The reduction of the radiotoxicity and, thus, also of the long-term risk should take place primarily by minimising the amount of uranium, thorium and actinides in the waste. A reduction by a factor of 10 to 50 can be probably achieved with improved reprocessing and recycling technologies. At a similar level of fuel losses, switching from the uranium-plutonium cycle to the thorium-uranium cycle would reduce the toxicity of actinides for decay times up to 10000 years, but would not bring any advantage for longer decay times. The main issue being the best possible way of closing the fuel cycle, the improved fuel technologies are important mainly within the context of fast reactors (including the EA).
- Once plutonium is fully recycled and the use of uranium “waste tails” (from the enrichment and reprocessing process) becomes economically acceptable, the closing of the fuel cycle can be considered for the less abundant actinides Np, Am and Cm (transmutation) as well, thus further improving the sustainable character of nuclear energy. With a strategy relying mainly on fast reactors, the recycling of the less abundant actinides can take place in these reactors. However, combined strategies with LWRs and fast reactors in symbiosis with hybrid systems can be envisaged. In all these considerations, one should also

keep in mind the radiotoxicity and the long-term risk of fission products, which depends only on the produced thermal energy. For the remote future, possibilities to transmute particularly long-lived fission products can be anticipated.

- With regard to proliferation, the INFCE study of the IAEA from 1980 has shown, that there are no technical means that allow to make the nuclear fuel cycle completely “proliferation-proof” and that the thorium cycle cannot resolve this problem either. Of primary importance is the question, whether the proposed fuel cycle foresees reprocessing or not, the latter being considered more favourable from a proliferation point of view. If one considers reprocessing for the aforementioned reasons to be nevertheless desirable, an (expensive) integration in the reactor plant, like in the IFR-concept, would be certainly advantageous. The increased build-up of higher isotopes through multiple recycling makes plutonium less attractive for theft, but does not provide an absolute protection.

This study confirms, that nuclear fission as a physical principle with the corresponding technology has chances also for the future: The potential to fulfil requirements even beyond the present ones is not exhausted. Developments are underway. The ultimately necessary industrial scale is, however, present only for the rather evolutionary concepts (e.g. EPR). A steady continuation of the developments under discussion, implies further important investments and times, which are the larger, the more the concepts are novel and the closer they still are to the “blueprint” stage. Similar considerations hold for their realisation chances: Cost-relevant additional requirements jeopardise competitiveness. The more a concept deviates from today’s standards, the more a political will for a break with – presently strengthening – market rules (deregulation) is necessary. However, differences in economics between concepts are in general of the same magnitude as between single and multiple unit plants of the same concept.

The EA has, along with PIUS, MHTGR and also IFR, the largest potential to fulfil the criteria used in this study – as far as this can be assessed in the present early stage of its concept development. However, its competitiveness is at present still rated rather low; at least another 20 years are estimated to be necessary before the concept can reach commercial maturity, and this will necessitate considerable (public) funds. With this in mind, one should not overlook the potential of more “traditional” concepts that are closer to realisation to fulfil the criteria used, especially with a well-aimed use of their specific characteristics and in combination with fuel cycles tailored to future needs.

# 1. Einleitung, Auftrag

Es ist heute allgemein anerkannt, dass der weltweite Energie- und insbesondere Elektrizitätsverbrauch in absehbarer Zeit mit signifikanten Wachstumsraten weiter steigen wird. Auch in der Schweiz zeigt die Tendenz wieder nach oben (Fig. 1). Gemäss Prognosen der schweizerischen Elektrizitätswirtschaft [1] könnte in der Schweiz um 2010 herum ein Stromversorgungsengpass auftreten. In der Elektrizitätsversorgung belegt die Kernenergie heute einen Anteil von weltweit 17%, in der Schweiz 39% (Ende 1995). In der westlichen Welt und dem ostasiatischen Raum gilt sie daher als ein Energieträger, auf welchem mittelfristig nicht ohne weiteres verzichtet werden kann (Fig. 2).

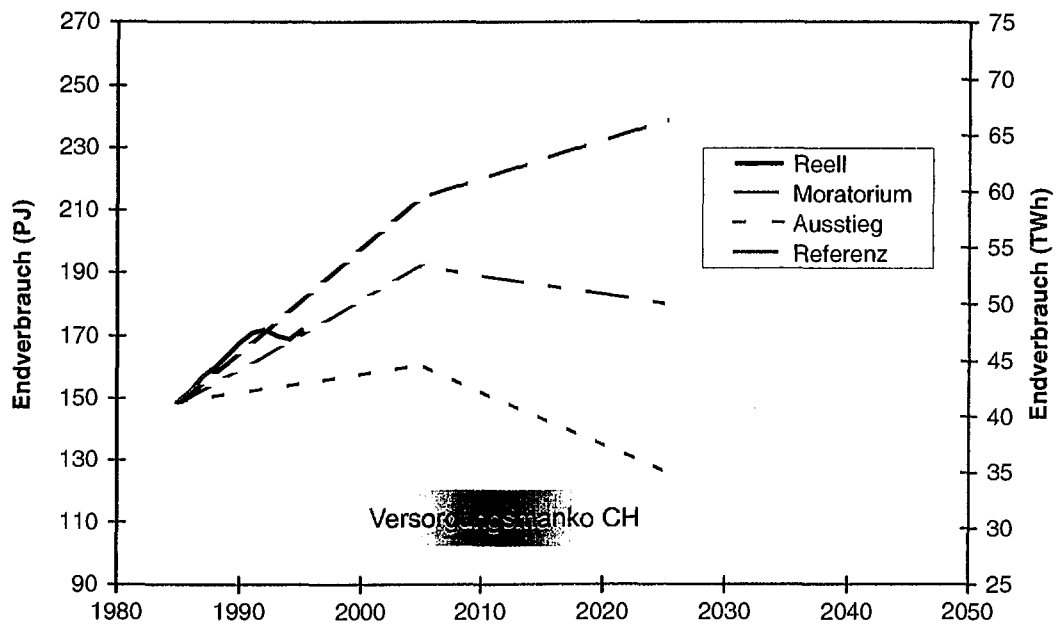


Fig. 1: Entwicklung des Stromverbrauchs in der Schweiz im Vergleich zu den verschiedenen Szenarien der EGES-Studie.

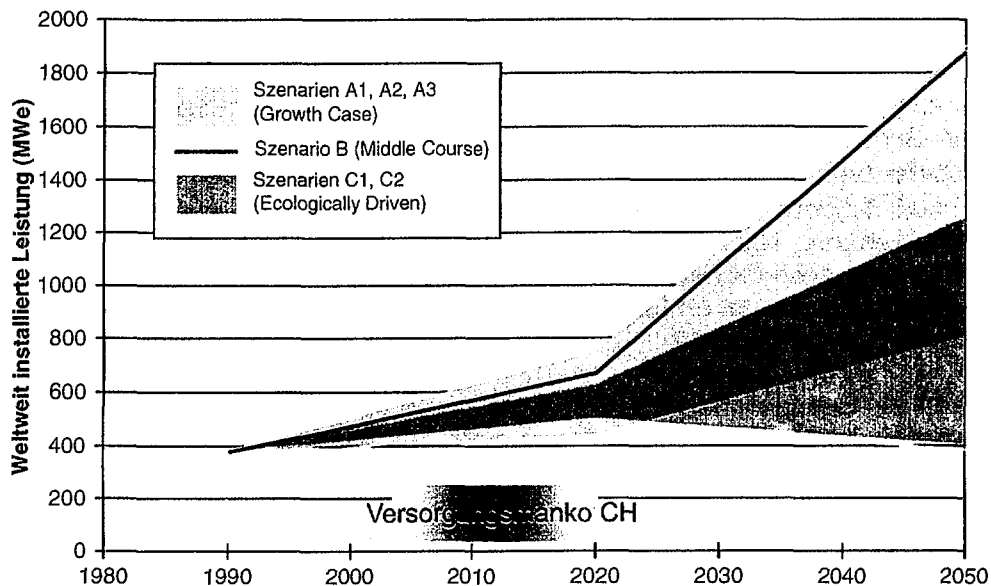


Fig. 2: Weltweite Entwicklung der nuklearen Stromerzeugung gemäss Prognosen des Weltenergieerates (World Energy Council - WEC, 1995)

Die Schweiz hält weiterhin die Option Kernenergie offen, dabei gilt es, ihre Konkurrenzfähigkeit und öffentliche Akzeptanz zu verbessern. Dieses Postulat des Programmes "Energie 2000" wird z.B. in den Empfehlungen der Energieforschungskommission des Bundes (CORE) umgesetzt und spiegelt sich in den Überlegungen der Elektrizitätswirtschaft wider. Wenn die Nachfrage die Bereitstellung neuer Stromerzeugungsanlagen, sei es als Zusatz zu oder Ersatz von bestehenden, notwendig macht, wird Kernenergie mit beurteilt werden müssen.

Die entsprechende Technik hat einen langen Weg hinter sich. Aus einer Vielzahl unterschiedlicher Reaktorkonzepte sehr kleiner Einheitsleistung in den 50er und 60er Jahren haben sich wenige Hauptlinien herauskristallisiert, welche den heutigen nuklearen Stromerzeugungssektor dominieren. Es sind dies die Leichtwasserreaktoren (LWR - Siede- und Druckwasserreaktoren einschl. jener russischer Bauart (WWR)), die gasgekühlten Reaktoren (heute ausschliesslich in Grossbritannien in Betrieb) und die Schwerwasserreaktoren des CANDU-Typs (in Kanada, Indien und einigen ostasiatischen Ländern); weitere Reaktortypen, wie flüssigmetallgekühlte schnelle Reaktoren oder die russischen RBMK, sind in Betrieb, werden aber allgemein bei kurz- und mittelfristigen Strategien nicht berücksichtigt.

Die mit der Kerntechnik angesammelten Betriebserfahrungen resultieren aus ca. 7700 Reaktor-Betriebsjahren, wovon mehr als 60% auf LWR entfallen. Mit Ausnahme der zwei grossen Reaktorunfälle von Three Mile Island (1979) und Tschernobyl (1986) – letzterer mit schweren Folgen für die Umwelt – hat die Kerntechnik über die Jahre mehrheitlich positive Zeichen gesetzt: Sie gilt als zuverlässige, krisensichere und bei heutigen Kostenermittlungsansätzen als durchaus konkurrenzfähige Energiequelle. Der stagnierende Elektrizitätsmarkt in Europa und den USA, ein gesteigertes Umweltbewusstsein sowie die durch die "ungeklärte Entsorgungsfrage" und die erwähnten Unfälle zugespitzte Akzeptanzproblematik haben allerdings zu Problemen geführt, die – auf verschiedenen Ebenen – fast immer zu Wirtschaftlichkeitsüberlegungen führen. Die Nuklearindustrie und Forschung haben daher in den 90er Jahren Anstrengungen unternommen, um die Technik in eine Richtung weiterzuentwickeln, die über das "Übliche" hinausgeht, und um das doppelte Ziel einer "neuen Sicherheitsqualität" und einer Wahrung oder gar Wiedererlangung der Konkurrenzfähigkeit gegenüber den heute kostengünstigsten Energieträgern (z.B. Erdgas) zu erreichen.

Vertreter dieser Entwicklung sind einerseits Nachfolger heutiger Leichtwasserreaktoren mit unterschiedlichem Grad an passiven Merkmalen und inhärent sicheren Systemen, andererseits "exotischere" Konzepte, wie der "Energy Amplifier", den Prof. Carlo Rubbia und sein Team entwickeln und propagieren. Die Vorteile dieser Konzepte im Vergleich zu heute in Betrieb stehenden Reaktoren erscheinen hinsichtlich Sicherheit zunächst plausibel und z.T. quantifizierbar. Schwieriger gestaltet sich die Beantwortung der Frage nach Wirtschaftlichkeit und – globaler betrachtet, mit Blick auf eine optimierte Ressourcennutzung – nach Umweltverträglichkeit; letztere steht in direktem Zusammenhang auch mit der Endlager- und Proliferationsproblematik. Noch schwieriger ist ein Vergleich der Konzepte untereinander, angesichts ihres unterschiedlichen Entwicklungsstandes, aber auch sich örtlich und zeitlich ändernder Kriterien, die zudem oft für den Betreiber, die Sicherheitsbehörde und die Öffentlichkeit unterschiedlich wichtig sind.

Das Bundesamt für Energiewirtschaft (BEW) sieht sich mit näherrückendem Ende des laufenden Kernenergiemoratoriums mit der Frage einer Fortsetzung der nuklearen Stromerzeugung in der Schweiz nach dem Erreichen des technischen Lebensendes der bestehenden Anlagen konfrontiert. Sollte die Antwort grundsätzlich positiv ausfallen, wird sich unweigerlich die Frage eines optimalen Konzeptes als Ersatz heutiger Kernkraftwerke stellen. Im Zuge seiner diesbezüglichen Meinungsbildung hat das BEW das PSI beauftragt, zukünftige Reaktorkonzepte vergleichend zu studieren und dabei insbesondere Aspekte der Sicherheit, des Brennstoffzyklus und der Wirtschaftlichkeit zu berücksichtigen. Der Auftrag wurde am 24. April 1996 erteilt.

Der vorliegende Bericht fasst die Ergebnisse dieses vom Aufwand her sehr bescheidenen Vergleichs zusammen. Zunächst werden die grossen Entwicklungslinien der Kerntechnik charakterisiert und eine Übersicht aller derzeit verfolgten neuen Systeme gegeben. Aus diesen werden repräsentative Konzepte ausgewählt und eingehender untersucht: Deren Auswahl wird im Bericht begründet; ihre technischen Hauptmerkmale werden tabellarisch zusammengefasst. Anschliessend werden die Bewertungskriterien zusammengestellt und anhand heutiger Trends mit Bezug auf Sicherheit, Ressourcen, Ökonomie und Nichtproliferation erläutert; die Bewertungsskalen werden definiert und Grenzen der vorhandenen Information aufgezeigt. Die eigentliche Bewertung findet in Form einer Tabelle mit Erläuterungen zu einzelnen Einträgen statt. Dennoch sind die Kriterien nicht gewichtet, und es findet auch keine Aggregation der Bewertungen bzw. Gesamtbewertung der einzelnen Konzepte statt; vielmehr werden Informationen zur Verfügung gestellt, welche eine individuelle Meinungsbildung ermöglichen.

Im Rahmen der dieser Studie gesetzten Grenzen hinsichtlich Zeitaufwand und Bearbeitungstiefe wurde jede Anstrengung unternommen, den auf veröffentlichten Konzeptdaten und deren Interpretation basierenden technischen Teil objektiv und vollständig zu gestalten. Der bewertende Teil dagegen stützt sich auf die im Laufe dieser Studie aufgestellten Kriterien und ist als eher subjektiv zu betrachten. Ferner erlaubte die begrenzte zur Verfügung stehende Zeit nicht die von den Autoren gewünschte, vertiefte Auseinandersetzung mit der Thematik. Es muss darauf hingewiesen werden, dass ähnliche, weit ausführlichere und aufwendigere Studien bzw. Bewertungsaktionen partiell bereits stattgefunden haben, wie beispielsweise die PINK-Studie in den Niederlanden (im Auftrag der Regierung) [2, 3] und, z.T., der Auswahlprozess für die fortgeschrittenen Leichtwasserreaktoren in den USA (auf Initiative der Elektrizitätswirtschaft in Zusammenarbeit mit dem DOE).

Dennoch besitzt der vorliegende Bericht in den Augen seiner Autoren den Vorteil, schweizerische Randbedingungen zu berücksichtigen und eine hinsichtlich Markteinführungsreife breite Palette von Konzepten in den Vergleich mit einzubeziehen. Dadurch wird der Zeithorizont soweit erweitert, dass nicht nur die kurz-, sondern auch die mittel- und langfristigen Perspektiven beleuchtet und für die Entscheidungsfindung sicht- und nutzbar gemacht werden.

## **2. Beschreibung der untersuchten Systeme**

Die Vorteile der Kernenergie hinsichtlich Unabhängigkeit vom Ausland in der Energieversorgung, Ressourcenschonung und Substitution fossiler Brennstoffe, Verminderung des CO<sub>2</sub>-Ausstosses, vorteilhafter Kostenstruktur, hoher Energiedichte und ausreichender Brennstoffressourcen rechtfertigen das Festhalten an diesem physikalischen Prinzip und dieser Technik, aber nur wenn sie sich als langfristig unverzichtbar, für die Öffentlichkeit akzeptabel und wirtschaftlich konkurrenzfähig gegenüber anderen Energiesystemen erweist. Adäquate Sicherheitsziele haben in diesem Zusammenhang ein besonderes Gewicht; ein weiterhin unfallfreier Betrieb der bestehenden Kernkraftwerke in West und Ost ist wohl zwingende Voraussetzung für ein Festhalten oder verstärktes Nutzen dieser Technik.

Natürlich muss eine umfassende Bewertung der Kerntechnik alle involvierten Prozessschritte (Brennstoffver- und -entsorgung, Anlagenbau, -betrieb und -abbruch, Störfallsicherheit, Abfallbewirtschaftung und Transporte etc.) allgemein einschliessen. Die heutige Diskussion wird aber von Fragen der Reaktorsicherheit und der Schliessung des Brennstoffzyklus (Lösung der Lagerproblematik für radioaktive Abfälle, Wiederaufarbeitung) dominiert. Deshalb werden im folgenden Konzepte angesprochen, welche in der einen oder anderen Richtung Verbesserungen versprechen. Neben den klassischen Reaktorlinien werden auch fortgeschrittene Reaktorkonzepte und Brennstoffzyklen sowie neuartige, hybride Systeme angesprochen, und das Bild wird durch den Einbezug der Fusion abgerundet.

## 2.1 Leichtwasserreaktoren

Wie eingangs erwähnt, dominieren die Leichtwasserreaktoren die heutige nukleare Stromproduktion. Die neuesten in Europa in Betrieb genommenen Anlagen sind die Druckwasserreaktoren Sizewell-B in Grossbritannien (1995) und Chooz-B1 in Frankreich (August 1996). Aus technischer Sicht wichtig sind die 20 Druckwasserreaktoren des Typs P4 und P'4 von Framatome mit einer Leistung von 1300 MWe, welche zwischen 1984 und '93 in Frankreich, sowie die 3 Anlagen des Konvoi-Typs von Siemens/KWU mit je ca. 1300 MWe, welche in 1988 und '89 in Deutschland in Betrieb genommen wurden. Zur gleichen Kategorie gehören die 4 Anlagen des Typs N4 von Framatome (darunter Chooz-B1) mit einer Leistung von ca. 1450 MWe, welche zwischen 1996 und '99 in Frankreich in Betrieb genommen werden. Diese spiegeln den Stand einer Technik wider, der eine Serienproduktion ermöglicht. Die letzten Siedewasserreaktoren in Europa wurden 1984-85 in der Schweiz (GE/BBC), Deutschland (KWU), Spanien (GE) und Schweden (ABB-Atom) in Betrieb genommen.

In den USA und dem (ursprünglich durch die US-Industrie dominierten) pazifischen Raum hat die LWR-Kerntechnik einen anderen Lauf genommen, der sowohl durch eine Vielfalt von Herstellern als auch von – wechselnden Anforderungen der Genehmigungsbehörde entsprechenden – Anlagentypen charakterisiert war. Daraus resultierende Betriebsoptimierungsmängel führten schlussendlich zu Sicherheitsdefiziten ("Three Mile Island" - Unfall) und Wirtschaftlichkeitsproblemen. Als Reaktion darauf und getrieben vom Wunsch, die Kernenergieoption weiterzuverfolgen, haben die amerikanischen Elektrizitätsgesellschaften seit 1985 ein industrieübergreifendes Programm aufgestellt, um die technische Basis für die Auslegung der nächsten LWR-Generation in den USA zu schaffen (Advanced Light Water Reactor Programme - ALWR). Hauptmerkmale dieses Programmes waren eine "Flottenbereinigung" (Reduktion der Typenvielfalt auf die erfolgreichsten 1 bis höchstens 2 Konzepte pro Hersteller) und das Anvisieren eines Welt- bzw. Ostasienmarktes mit Typengenehmigungen als hilfreiche Voraussetzung.

Ziele des ALWR-Programmes sind:

- Die Bereitstellung eines umfassenden Satzes von Auslegungsanforderungen für zukünftige LWR basierend auf bester erprobter Technik, die gleichzeitig Auslegungs-, Bau- und Betriebsprobleme eliminieren würden. Das Resultat dieser Arbeit war das "Utility Requirements Document" (URD) [4].
- Die Schaffung einer stabilen Genehmigungsbasis für zukünftige LWR durch Standardisierung und Typenprüfung eines Standardkonzeptes.
- Die Unterstützung der Entwicklung jener ALWR-Anlagekonzepte, welche das Potential für eine erfolgreiche Implementierung in den USA und weltweit haben.

Mit Blick auf eine zeitdifferenzierte Markteinführung wurden zwei grundsätzliche Entwicklungsphilosophien verfolgt:

- Die eine, basierend auf einem "evolutionären" Vorgehen, nutzt die gesammelten Betriebserfahrungen aus und stützt sich auf der Verwendung technisch weiterentwickelter, aber bewährter Komponenten, Systeme und Prozesse. Die in diese Kategorie fallenden Konzepte wären sofort oder kurzfristig kommerziell realisierbar bzw. sind in manchen Ländern bereits in Betrieb. Meistens handelt es sich um grössere Reaktoreinheiten (>1000 MWe). Typische Vertreter eines solchen Ansatzes sind der **Advanced Boiling Water Reactor** (ABWR) von GE/Hitachi/Toshiba (ein 1300 MWe-Block in Japan (Kashiwazaki Kariwa-6) bereits gebaut und in Betrieb, ein zweiter im Bau, 2 Blöcke von Taiwan Power für den Standort Lungmen beantragt), der **System 80+** von ABB/Combustion Engineering (bestellt und im Bau durch KEPCO in Korea) und der (früh aus dem Wettlauf ausgeschiedene) **Advanced Pressurized Water Reactor** (APWR) von Westinghouse/Mitsubishi. Aus europäischer Sicht stellen diese Entwicklungen ein Nachholen europäischen Standards dar, d.h. diese Konzepte erreichen sicherheits- und betriebstechnische Niveaus der P4- und Konvoi-Anlagen.

- Bei der "innovativen" Entwicklungsphilosophie basiert die Weiterentwicklung von Reaktorkonzepten, die für die fernere Zukunft bestimmt sind, auf einer Reihe neuartiger technischer Massnahmen: Zur Realisierung neuer Sicherheitsanforderungen wird in erster Linie beabsichtigt, in einem weit grösseren Mass als bei heutigen modernsten Anlagen passive Systeme einzuführen und inhärente Sicherheitsmechanismen zu nutzen. Hinzu kommt eine Vergrösserung der Sicherheitsmargen, beispielsweise durch Erhöhung der Wärmekapazität und durch Naturumlauf, durch niedrigere Leistungsdichte im Kern sowie durch geeignete Wahl von Materialien und entsprechende Auslegung der Systeme. Solche Konzepte weisen im allgemeinen eine kleinere Einheitsleistung auf (~600 MWe); die aus der "Economy-of-Scale" wachsenden Wirtschaftlichkeitsnachteile sollen durch Systemvereinfachungen kompensiert werden. Es wird erwartet, dass solche Konzepte nach 2010 erfolgreich getestet und kommerziell erhältlich sein werden. Prominente Vertreter dieser Klasse von Reaktoren sind der **AP600** von Westinghouse und anderen und der **Simplified Boiling Water Reactor (SBWR)** von GE [z. B. 5, 6].

Parallel dazu haben seit Anfang der 90er Jahre die europäischen Stromerzeuger unter der Federführung der französischen und deutschen Elektrizitätsgesellschaften Anstrengungen unternommen zur gemeinsamen Entwicklung eines Reaktors der nächsten Generation. Als erstes wurden ab 1993 gemeinsame Auslegungsanforderungen im Dokument "European Utility Requirements" (EUR) [7] zusammengefasst. Man erwartet Vorteile auf zwei Ebenen:

- Verbesserung der Akzeptanz in der Öffentlichkeit und bei den Genehmigungsbehörden durch Verwendung gemeinsamer technischer Lösungen und Sicherheitsansätze äquivalent oder besser als jene, die z.Zt. für die besten existierenden europäischen oder ausländischen Konzepte gültig sind.
- Verstärkung der Konkurrenzfähigkeit der Kernenergie durch Kontrolle der Investitionskosten und Setzen ehrgeiziger Ziele für das Betriebsverhalten und die Wartungskosten.

Noch zuvor hatten die Firmen Framatome und Siemens über ihre Tochtergesellschaft NPI gemeinsame Entwicklungsarbeiten für ein solche Anforderungen erfüllendes Konzept, den **European Pressurized Reactor (EPR)** [8], initiiert. Die Initiative der Elektrizitätsgesellschaften wurde durch Arbeiten der deutsch/französischen Genehmigungsbehörden und der sie beratenden GRS/IPSN begleitet, die in ein gemeinsames Regelwerk mit weitergehenden Sicherheitsanforderungen mündeten.

Auf dem Gebiet der "passiven" Konzepte wurden in Europa Vorschläge für einen Siedewasserreaktor mit passiven Elementen (**SWR-1000**) durch die Firma Siemens präsentiert. GE hat angesichts der Budgetkürzungen des DOE und des derzeit in den USA fehlenden Marktes die Arbeiten am SBWR eingestellt und ihn aus firmenpolitischen Gründen zugunsten des ABWR aus dem US-Zertifizierungsprozess zurückgezogen. Basierend auf dem SBWR-Konzept wurde allerdings eine leistungsstärkere Variante für den Europäischen Markt, der **ESBWR**, vorgeschlagen. Unter italienischer Federführung wird schliesslich eine Variante des AP600, der **EPP (European Passive PWR)**, verfolgt.

Auf internationaler Ebene hat die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) in der Zeit zwischen 1991 und '95 auf der Basis bestehender Empfehlungen der INSAG und den erwähnten Anforderungsdokumenten URD und EUR einen Satz im Konsens empfohlener Sicherheitsprinzipien für zukünftige Reaktoren erarbeitet. Diese können mit dem Sicherheitsziel zusammengefasst werden, dass Unfälle mit dem Potential katastrophaler Folgen in der Auslegung soweit berücksichtigt werden sollen, dass keine schwerwiegende Folgen für die Umgebung der Anlage entstehen und somit die technische Notwendigkeit einer Notfallplanung für die Bevölkerung entfällt.

Zu dieser Entwicklung passt auch das Ende 1994 im Rahmen der Änderung des Deutschen Atomgesetzes in Kraft getretene sog. "Artikelgesetz". Demnach darf "...Bei Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen (...) die Genehmigung nur erteilt werden, (...) wenn (...) auch Ereignisse, deren Eintritt (...) praktisch ausgeschlossen ist, einschneidende Massnahmen



*(...) ausserhalb (...) der Anlage nicht erforderlich machen würden."* Solche Anforderungen nach quasi-deterministischem Ausschluss grösserer Radioaktivitätsfreisetzungen in die Umgebung bzw. nach Begrenzung der Schadensgrösse können entweder durch Vermeidung von Unfallszenarien mit schweren Kernschäden mittels einer entsprechenden Reaktorauslegung oder durch den Ausschluss eines Versagens äusserer Barrieren (verstärkte und/oder gekühlte Containments, Core-Catchers etc.) erfüllt werden.

Die oben erwähnten, heute aktuellen Konzepte erfüllen diese Anforderung in unterschiedlichem Mass. Eine radikalere Lösung wurde in den 80er Jahren von ABB-Atom mit dem **PIUS-Reaktor (Process Inherent Ultimate Safety, 500-640 MWe)** vorgeschlagen. Dieses Konzept mit einem Druckwasserreaktor kleiner Leistung basiert auf dem Prinzip einer völlig passiven Abschaltung und kontinuierlichen Kühlung des Reaktorkernes. Das Interesse des Marktes war allerdings für solche Entwicklungen sehr gering, so dass das Konzept, welches nach Aussage seiner Entwickler Demonstrationsreife erreicht hatte, auf Eis gelegt wurde.

## 2.2 Gasgekühlte Reaktoren

Gasgekühlte graphitmoderierte Reaktoren bildeten in den Anfängen der Kernenergie eine wichtige Linie parallel zu den LWR. Leistungsreaktoren dieses Typs wurden u.a. in Frankreich und in den USA (mittlerweile alle stillgelegt) und vor allem in Grossbritannien (MAGNOX und AGR) gebaut; auch dort ist allerdings mit der Errichtung der Anlagen Heysham-2 und Torness das AGR-Programm zu einem Ende gekommen. In Deutschland wurde die Linie der Kugelbett-Hochtemperaturreaktoren über mehrere Jahre verfolgt. Dem über 20 Jahre betriebenen Versuchsreaktor AVR folgte die thoriumverbrennende Demonstrationsanlage THTR-300, die aber nach eigentlich geringfügigen technischen Schwierigkeiten, letztlich aus wirtschaftlichen Gründen 1991 stillgelegt wurde.

Die Motivation für die Entwicklung kleiner modularer Hochtemperaturreaktoren kam u.a. aus einer kritischen Überprüfung der Anforderungen betreffend eine erhöhte Sicherheit zukünftiger Kernkraftwerke. Deren Erfüllung "diktierte" sowohl die Wahl kleinerer Einheitsleistungen als auch die Systemgeometrie und die Kernausslegung der einzelnen Module. Im Zentrum standen auch andere Aspekte des modularen Konzeptes, wie beispielsweise eine maximale Anwendung vorgefertigter Elemente zwecks besserer Qualitätskontrolle sowie Zeit- und Kostengewinne. Aus der Trennung des nuklearen Teils vom Rest der Anlage wird ebenfalls eine signifikante Kostensenkung erwartet.

Die wichtigsten Sicherheitseigenschaften des **HTR-Modul** sind das chemisch inerte Kühlmittel (Helium), die eng an den Brennstoff gekoppelte grosse Masse des Graphitmoderators (daher kleine Leistungsdichte), ein starker, stets negativer Leistungskoeffizient der Reaktivität, der wegen des grossen Abstandes zu den Temperaturgrenzen der Werkstoffe voll ausgenutzt werden kann, und insbesondere der Brennstoff selbst, in Form kleiner Partikel, die individuell mit mehreren Schichten keramischen Materials umgeben sind. Dieser Brennstoff, zusammen mit dem Graphitmoderator, kann sehr hohe Temperaturen erreichen, ohne seine Integrität zu verlieren und bildet somit eine inhärent wirkende Barriere gegen Aktivitätsfreisetzungen.

Dennoch – und wichtig für die nachfolgende Diskussion – erhielt dieses Konzept keinen Akzeptanzbonus; Kostengründe zwangen die Firma Siemens/Interatom, seine Entwicklung einzustellen. Die Entwicklung heliumgekühlter Hochtemperaturreaktoren (HTR) wird heute in China, Russland (in Zusammenarbeit mit USA und Frankreich) und vor allem Japan sowie - auf Forschungsebene - in Deutschland fortgeführt; die meisten Aktivitäten konzentrieren sich auf kleine modulare Konzepte mit Einheitsleistungen zwischen 80 und ca. 170 MWe. Auch die USA haben längere Zeit das Konzept des **Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactors (MHTGR)** verfolgt; dessen Zukunft ist angesichts des Sparprogrammes des DOE ungewiss. Derzeit sind Bemühungen des MHTGR-Entwicklers General Atomic im Gange,

um ein multinationales Entwicklungsprogramm zu etablieren, mit dem Ziel den MHTGR optimal zur Verbrennung von Plutonium (insbesondere Waffen-Pu) auszulegen [9].

Das HTR-Programm in Japan lässt das Potential der Produktion von Dampf höherer Qualität und somit auch von Elektrizität mit höherem Wirkungsgrad nicht ausser acht; mit Blick auf die grosse Anzahl von Anwendungen industrieller Prozesswärme konzentriert es sich aber hauptsächlich auf den Nachweis der Möglichkeit, noch höhere Austrittstemperaturen des Helium-Kühlmittels (bis 1000°C) zu erreichen. Der Bau eines kleinen Testreaktors mit 30 MW befindet sich derzeit in der Endphase, seine Inbetriebnahme ist für 1997 vorgesehen. In der Volksrepublik China wird derzeit ein HTR-Testreaktor mit einer Leistung von 10 MW gebaut.

### 2.3 Schnelle, flüssigmetallgekühlte Reaktoren

Die schnellen (hauptsächlich flüssigmetallgekühlten) Reaktoren wurden von Anfang an als Brüter zur weitergehenden Nutzung der Natururan- und Thoriumressourcen und Schliessung des Brennstoffzyklus konzipiert und eingeführt. Leistungsreaktoren dieses Typs wurden als Prototyp- oder Demonstrationsanlagen in Frankreich (Phénix, Superphénix), in England (PFR), Kasachstan (BN-350), und Japan (Jojo, Monju) gebaut und betrieben; die SNR-300-Anlage in Deutschland wurde gebaut, jedoch aus politischen Gründen nie in Betrieb genommen und schlussendlich aufgegeben. Die europäischen Bemühungen, eine kommerzielle Anlage auf der Basis des Superphénix, den **European Fast Reactor (EFR)** zu entwickeln und zu bauen, wurden nach dem Ausscheiden von Deutschland und Grossbritannien aus dem Projekt stark reduziert und werden heute hauptsächlich durch Frankreich getragen.

Schnelle Reaktoren haben sich bisher nicht im erwarteten Ausmass durchgesetzt: Der Grund hierfür liegt z.T. in der anspruchsvollen Technologie (Natriumkühlung) und damit gekoppelten Pannen (Superphénix, Monju), aber vor allem in der Verfügbarkeit kostengünstiger Uranressourcen zur Deckung des (entgegen früheren Prognosen) nur mässig gestiegenen kurz- und mittelfristigen Bedarfs. Die industrialisierten Länder sind sich jedoch des mit einem stärkeren Kernenergieeinsatz gekoppelten möglichen Bedarfs an Brutreaktoren in den ersten Jahrzehnten des nächsten Jahrhunderts bewusst; sie halten deshalb die technologische Option offen und entsprechende F&E-Programme aufrecht. Diese sind heute vor allem in Ländern mit langfristigen Nuklearprogrammen angesiedelt: In Japan wird weiterhin das Ziel der Erbrütung zusätzlicher Brennstoffe verfolgt; in Frankreich werden nach Kernmodifikationen die Möglichkeiten der Plutonium- und Actinidenvernichtung in schnellen Neutronenspektren zur Entschärfung der Endlagerungsproblematik für hochaktive Abfälle untersucht.

Die Entwicklung und Auslegung fortgeschrittener Versionen wird, unter Berücksichtigung der Anforderungen an Reaktoren der nächsten Generation, mit reduziertem Engagement fortgeführt. Insbesondere werden die Brennstoffzyklen mit den Zielen Abbranderhöhung und Nachweis der weitergehenden Zyklusschliessung eingehender untersucht. Neben Entwicklungen basierend auf Mischoxyden, sind metallische Brennstoffe (U-Pu-Zr) mit neuartiger integrierter Wiederaufarbeitung (Pyroverfahren) vielversprechend. Dies ist insbesondere beim **Integral Fast Reactor (IFR)** der Fall, der bis vor kurzem im ANL unter Mitwirkung von GE entwickelt wurde und derzeit im Rahmen der DOE-Budgetkürzungen "eingemottet" wird.

## 2.4 Hybride Systeme

Die Idee der Kopplung eines unterkritischen Reaktorkernes mit einem die notwendigen Überschussneutronen liefernden Beschleuniger wurde sehr früh in der Geschichte der Kerntechnik untersucht. Sie ist aber angesichts der technischen Komplexität eines solchen Systems, der vermutlich höheren Kosten und des unaufhaltsamen Vormarsches der LWR für längere Zeit nicht weiter verfolgt worden. Erst die bereits erwähnten Vorbehalte betreffend Sicherheit und Schliessung des Brennstoffkreislaufes, insbesondere die Problematik der langlebigen Actiniden, haben dieser Idee Aktualitätscharakter verliehen. Solche Systeme werden heute unter anderem in den USA (LANL - ADDT Programm) und Japan (JAERI - OMEGA Programm (OMEGA = options making extra gains of actinides and fission products)) eingehender studiert [10]; in Europa ist insbesondere das von Carlo Rubbia propagierte Konzept des **Energy Amplifier** (EA) bekannt geworden [11, 12, 13].

Im Prinzip können alle Reaktorsysteme unterkritisch betrieben werden; da sie dann eine äussere Neutronenquelle benötigen, werden sie als "Hybridsysteme" bezeichnet. Dafür käme neben einer Spallations- auch eine Fusionsneutronenquelle in Frage. Der EA nutzt wie andere Spaltreaktoren die Energie aus dem Kernspaltungsprozess, wobei grundsätzlich die gleichen Spaltprodukte entstehen, mit denen zwei Hauptprobleme der Kernenergie, das Nachwärmeabfuhr- und das Radiotoxizitätsproblem, verbunden sind.

Hauptmerkmale des EA in der heute vorgeschlagenen Form sind

- das schnelle Neutronenspektrum,
- die Flüssigmetallkühlung mit Blei,
- ein Kühlkreislauf, der mit reiner Naturzirkulation arbeitet,
- verschiedene passive Sicherheitssysteme,
- ein Brennstoffzyklus auf der Basis von Thorium.

Aufgrund der ersten zwei Merkmale gehört der EA der Klasse der "flüssigmetallgekühlten schnellen Reaktoren" an. Im Unterschied zu "normalen" flüssigmetallgekühlten Reaktoren wie Superphénix wird er in einem "unterkritischen Zustand" betrieben. Die erforderliche äussere Neutronenquelle wird von einem Protonenbeschleuniger getrieben.

Der EA zeichnet sich dadurch aus, dass hinsichtlich aller obigen Merkmale unkonventionelle, in der herkömmlichen Kerntechnik zum Teil nicht als aussichtsreich betrachtete (z. B. Bleikühlung) oder erst für die fernere Zukunft vorgesehene Wege (z. B. Thoriumzyklus bei zu Neige gehendem Uran) beschritten werden. Bei der Bewertung des EA werden daher diese einzelnen Merkmale getrennt betrachtet.

## 2.5 Kernfusion

Die Kernfusion hat eine Entwicklung hinter sich, welche sich in ähnlichen Zeiträumen und mit vergleichbarem Aufwand abgespielt hat wie die Kernspaltung, bisher aber zu keinem technischen oder gar kommerziellen Durchbruch gelangt ist. Grund dafür sind die ungleich höheren zu nehmenden Hürden bezüglich Erreichen und Aufrechterhalten der "Betriebsbedingungen" (Temperatur und Druck) und der Einschluss des Plasmas (Wahl bzw. Entwicklung geeigneter Materialien).

Zwei Einschlussprinzipien werden verfolgt [14]: der magnetische Einschluss mittels speziell angeordneter Magnetfelder (Tokamak) und der Trägheitseinschluss durch kurze, intensive Bestrahlung kleinster Brennstoffmengen mit Elektronen-, Laser- oder Ionenstrahlen. Nach vielen nationalen Programmen wurde schnell erkannt, dass die gewaltige technische Herausforderung nur durch international koordinierte Grossprogramme gemeistert werden kann,

deren Hauptträger heute die USA, Japan, Russland und die EURATOM (unter Beteiligung der Schweiz, hauptsächlich auf dem Gebiet der Materialtechnologie) sind.

Die Europäischen F&E-Arbeiten haben Ende der 70er Jahre zum Entscheid geführt, einen grossen Tocamac zu bauen; der Joint European Torus (JET) wurde 1983 in Betrieb genommen. Weitere derzeit in Betrieb stehende Tokamak-Forschungsanlagen sind der TFTR und DIII-D in den USA, der JT-60U in Japan, TORE SUPRA in Frankreich, T-15 in Russland, ASDEX-U in Deutschland und FT-U in Italien. Als Nachfolgeprojekt des JET steht seit Ende der 80er Jahre der Next European Torus (NET) in Diskussion.

Die Einsicht in die Notwendigkeit einer weiteren Verstärkung der internationalen Anstrengungen und die gleichzeitig sinkenden staatlichen Beiträge haben jedoch dazu geführt, dass zukünftig der Grossteil der finanziellen Mittel auf ein einziges gemeinsames grossangelegtes Projekt obengenannter Hauptträger mit Beteiligung der Schweiz, den **International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER)** konzentriert wird. Dieses Projekt soll die wissenschaftliche und technische Machbarkeit der kontrollierten Fusion und das Sicherheits- und Umweltschutzpotential der Fusionsstromerzeugung demonstrieren. Die Konzeptstudie wurde in 1990 abgeschlossen, die Auslegungsaktivitäten laufen zwischen 1994 und 1998; die Gesamtkosten für F&E belaufen sich auf 1 G\$. Der Bau des ITER könnte 1998 beginnen und 8 Jahre dauern; er wird jedoch derzeit durch politische und finanzielle Überlegungen (insbesondere Standortwahl) verzögert. Die Investition wird auf 6.2 GECU veranschlagt.

Obwohl der Fusionsreaktor keine Spaltprodukte produziert, ist das hohe Inventar an Tritium (Radiotoxizität nicht um viele Grössenordnungen verschieden gegenüber Spaltreaktoren) ein potentiell Problem. Die spezifischen Energieflüsse durch die erste Wand eines Fusionsreaktors sind deutlich höher als der Wärmefluss durch das Hüllrohr der Brennstäbe eines Spaltreaktors. Ein Verlust des Kühlmittels zur Kühlung der ersten Wand führt angesichts der geringen Wärmekapazität zu einer sehr raschen Aufheizung derselben, sofern das Plasma nicht zusammenbricht. Obwohl es bei einem Fusionsreaktor kein Äquivalent zum Kernschmelzen gibt, ist zu befürchten, dass bei einem Kühlmittelverlust das Tritiuminventar durch die erste Wand entweicht [15].

## 2.6 In den Vergleich einbezogene Konzepte

Nicht alle kurz angesprochenen Konzepte können und sollen in den Vergleich einbezogen werden. Einerseits sind die konzeptuellen Unterschiede untereinander z.T. marginal; andererseits sollte der begrenzte Umfang dieser Studie optimal ausgenutzt werden, um eine möglichst umfassende und zeitlich ausgedehnte Palette von grundsätzlich unterschiedlichen Konzeptansätzen vergleichen zu können.

Es wird ein Zeithorizont von etwa 50 Jahren von heute aus betrachtet. Das Zugrundelegen eines solchen Zeitraumes ergibt sich aus der Zeit, die aus heutiger Sicht notwendig ist, um grundlegend neue Stromerzeugungstechniken grossmassstäblich einzuführen. Unter diesen Techniken versteht man die Kernfusion sowie erneuerbare Energien mit wesentlichem Anteil an der Bedarfsdeckung. Die Entwicklung des Strombedarfs und daraus resultierende Strategien in einem solchen Zeitraum können schwer vorausgesagt werden. Dennoch gehört ein gesteigerter Anteil der Kernenergie im weltweiten Energiemix mit zu den eher wahrscheinlichen Szenarien.

Die bisherige Erfahrung zeigt, dass zur kommerziellen Einführung einer neuen Technik ca. 15-20 Jahre notwendig sind; die zu nehmenden politischen Hürden, die heutige Genehmigungspraxis und die erforderlichen Bauzeiten für eine neue Nuklearanlage resultieren in einem Zeitraum von mindestens 10 Jahren zwischen dem ersten Bewilligungsantrag und der Inbetriebnahme. Der erwähnte Zeithorizont lässt sich daher in drei Perioden unterteilen:

- **Periode I** umfasst die nächsten 10 Jahre; angesichts des dargestellten Entwicklungsstandes der verschiedenen Linien wird sie mehrheitlich durch die evolutionären Leichtwasserreaktoren grosser Einheitsleistung geprägt sein.
  - Als typischer Vertreter dieser Kategorie wurde für den Vergleich der **EPR** ausgewählt: Er ist der aussichtsreichste Kandidat für den Bau in Europa; Frankreich plant eine solche Anlage nach Beendigung des N4-Programmes zu bauen, auch wenn die Nachfrage dies nicht bedingt, um zumindest angesammeltes Know-how aufrechtzuerhalten.
- Leichtwasserreaktoren werden den nuklearen Strommarkt wahrscheinlich bis zu einer Verdoppelung der heute weltweit installierten nuklearen Kapazität weiterhin dominieren; **Periode II** erstreckt sich daher bis zu jenem Zeitpunkt (ca. 2020 gemäss WEC-Prognosen) und wird hauptsächlich evolutionäre und passive LWR umfassen; letztere sind insbesondere bei Einsteigerländern ohne nukleare Tradition und entwickelte Infrastruktur wichtig, die eine vereinfachte, gegenüber menschlichem Fehlverhalten sicherere Technik benötigen werden. Schnelle Reaktoren wie der EFR könnten in dieser Periode als "Actinidenbrenner" nach Bedarf eingesetzt werden. Gasgekühlte Reaktoren wären in dieser Periode aus technischer Sicht verfügbar; ihr Einsatz wird jedoch durch ökonomische Überlegungen und den Zwang einer ausgedehnten Substitution im Wärmesektor bestimmt.
  - Aus der Klasse der passiven ALWR wird der **AP600** in den Vergleich einbezogen, der in den USA Gegenstand eines Zertifizierungsprozesses durch die Sicherheitsbehörde US NRC ist und entsprechende Realisierungschancen besitzt.
  - Der **PIUS**-Reaktor wird in den Vergleich einbezogen, weil er ein einmaliges Beispiel technischer Neuerungen darstellt, obwohl seine Realisierungschancen heute relativ gering sind. Zum erstenmal hat man sich mit diesem Konzept radikal von der etablierten Funktionsweise des LWR-Primärkreislaufes abgewandt, passive Systeme bzw. inhärent sichere physikalische Mechanismen eigens dazu entwickelt und konsequent und breit angewandt. Die durch dieses Konzept versprochene Sicherheitsqualität kommt der heute gewünschten "Katastrophenfreiheit" sehr nahe.
  - Aus der Linie der gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren wird der **MHTGR** berücksichtigt. Nach der Aufgabe entsprechender F&E-Arbeiten in Europa blieb dieser Reaktor noch längere Zeit im DOE-Entwicklungsprogramm; eine Interessengemeinschaft in den USA hat entsprechende "Utility Requirements" für diesen Reaktortyp formuliert. Im Gegensatz zur europäischen Linie mit Kugelbrennkern, hat der MHTGR einen sog. Blockkern aus prismatischen Brennelementen, wie sie auch in Japan - das letzte Land, welches noch gross in F&E auf diesem Gebiet investiert - verwendet werden<sup>1</sup>.
  - Als Vertreter der "Actinidenbrenner" wird der **EFR** bewertet, denn er stellt die wahrscheinlich am einfachsten und schnellsten zu realisierende Alternative angesichts seines fortgeschrittenen Entwicklungsstandes. Das derzeit am Superphénix durchgeführte F&E-Programm zur Actinidenverbrennung sollte sich ebenfalls auf die Weiterentwicklung des EFR als "Brenner" niederschlagen.
- Sollte die Grenze einer weltweit installierten Leistung von ca. 1000 GWe überschritten werden, stellt sich die Frage ausreichender Ressourcen an spaltbaren Materialien. Bei einer solchen massgeblichen Ausbreitung der Kernenergie kommt den Brutreaktoren eine wesentliche Rolle zu. **Periode III** erstreckt sich daher zwischen 2020 und 2050 und umfasst schnelle Systeme einschliesslich hybrider Konzepte. Aus heutiger Sicht könnte der Bau einer Fusionsprototypanlage in diese Periode fallen.
  - Als Weiterentwicklung der flüssigmetallgekühlten Reaktoren wird hier der **IFR** bewertet. Er stellt die logische Folge eines konsequent durchgedachten geschlossenen Brennstoffkreislaufes dar und wird charakterisiert durch die Integration in einer Anlage des Reaktors und der Wiederaufarbeitungsanlage mit Vorteilen hinsichtlich Umwelt- und Proliferationsschutz.

---

<sup>1</sup> Prismatische Brennelemente erlauben eine höhere Leistung ohne Sicherheitseinbusse.

- Stellvertretend für die hybriden Systeme wird der **EA** näher betrachtet. Angesichts der grundsätzlichen Unterschiede dieses Konzeptes gegenüber der "konventionellen" Kerntechnik wurde für den EA im Rahmen dieser Studie eine eigene detailliertere Bewertung vorgenommen, welche im Anhang A wiedergegeben wird.
- Als Vertreter des Fusionsreaktorprinzips wird zu Vergleichszwecken der **ITER** herangezogen. Er soll die Machbarkeit der Fusion als grossmassstäblich etablierte Technik demonstrieren und die Vorstufe zur kommerziellen Demonstrationsanlage (DEMO) bilden. Das Projekt ist mit hohen Unsicherheiten behaftet, dennoch bleibt es - allein wegen des Umfangs der bereitgestellten Mittel - das realistischste aller derzeit verfolgten Fusionsprojekte.

Die Einordnung der untersuchten Konzepte auf der Zeitachse ist in Fig. 3 dargestellt. Die Hauptmerkmale und wesentlichsten technischen Daten der miteinander verglichenen Konzepte werden im Anhang B zusammengefasst (siehe auch [16, 17, 18]).

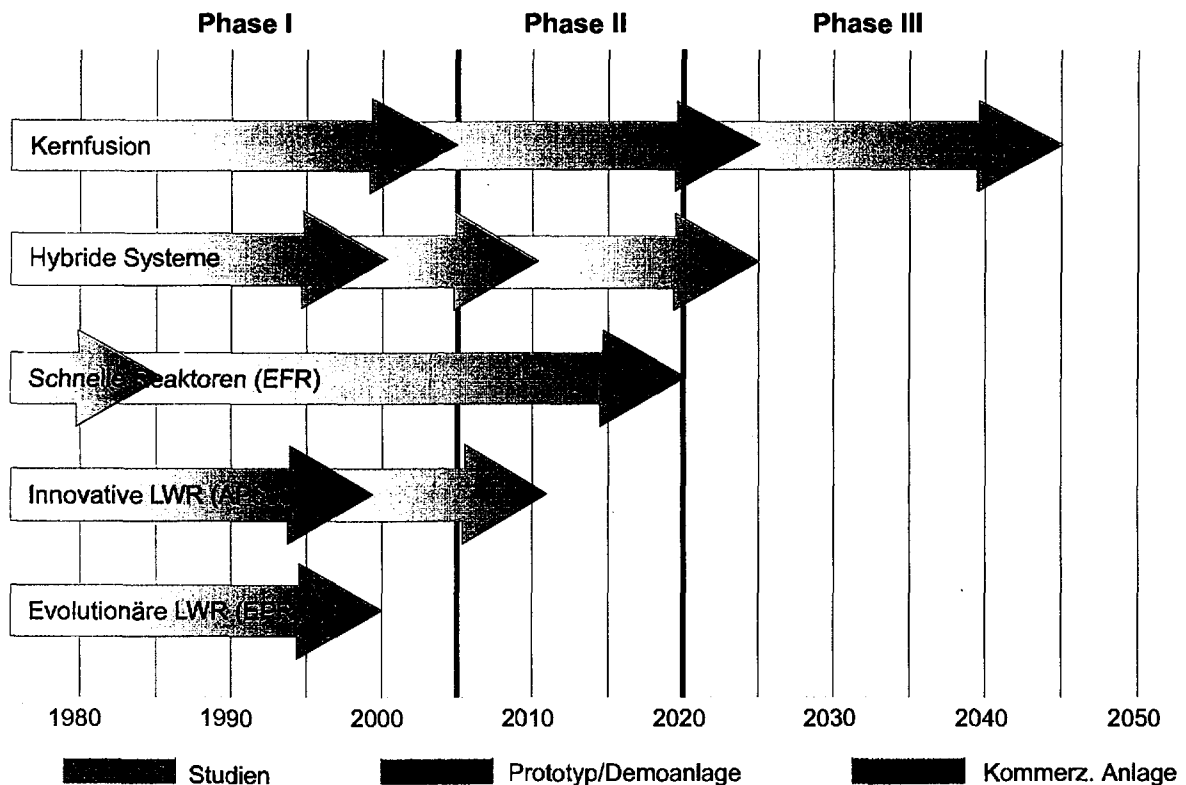


Fig. 3: "Realistische" Einführungszeiten der untersuchten Konzepte (→ Pfeilspitze)

## 2.7 Brennstoffzyklus

### 2.7.1 Allgemeines

Da Kernreaktoren immer in Verbindung mit einem Brennstoffzyklus stehen, muss der Brennstoffzyklus in die Optimierung einbezogen werden. Bei den Spaltreaktoren umfasst der Brennstoffzyklus die Uran-, respektive Thoriumgewinnung, die Urananreicherung, die Brennelementfabrikation, die Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffs sowie die Konditionierung und Endlagerung der radioaktiven Abfälle. Die Spaltreaktoren können im **U-Pu-Zyklus** oder im **Th-U-Zyklus** betrieben werden, wobei auch Kombinationen dieser Zyklen möglich sind. Ein Beispiel ist der von Prof. Radkovsky vorgeschlagene kombinierte Zyklus

für Leichtwasserreaktoren [19]. Des weiteren unterscheidet man zwischen einem **offenen** und einem **geschlossenen** Brennstoffzyklus. Der offene Brennstoffzyklus hat den Vorteil, dass die Wiederaufarbeitung entfällt, führt jedoch zu einem hohen Uranverbrauch und erzeugt relativ viele actinidenhaltige Abfälle. Von Bedeutung ist ferner die chemische Zusammensetzung des Brennstoffs (Oxid, Metall, ...), da diese den erreichbaren Abbrand und die Brennstoffverluste bei der Wiederaufarbeitung des Brennstoffs bestimmt.

Für die kommerzielle Nutzung der Kernenergie hat sich, wie bereits erwähnt, zuerst der LWR durchgesetzt. Die Wahl des U-Pu-Zyklus war folgerichtig, da der LWR das benötigte Spaltmaterial nicht selbst erzeugen kann<sup>2</sup> und in der Natur nur das Spaltmaterial <sup>235</sup>U vorhanden ist. Die Nutzung des Urans im LWR bedingt eine Anreicherung des <sup>235</sup>U von 0.7% (Konzentration im Natururan) bis auf etwa 3.5-4.5 %, wobei bedeutende Mengen von abgereichertem Uran entstehen. Dieses muss einerseits als Energieressource und andererseits als Radiotoxizitätsquelle in den Vergleichen mit berücksichtigt werden. Wie das im LWR produzierte Plutonium war das abgereicherte Uran für den Einsatz in schnellen Brutreaktoren (SBR) vorgesehen. Während der LWR mit offenem Brennstoffzyklus nur gut 0.5 % des Natururans in Energie umwandeln kann, erreicht der SBR durch ständiges Erbrüten des von ihm benötigten Plutoniumbrennstoffs aus dem rezyklierten Uran eine mehr als 100-mal bessere Uranausnutzung, die nur durch die Brennstoffverluste bei der Wiederaufarbeitung beschränkt ist.

### 2.7.2 Das "Plutoniumproblem"

Die bekannten Verzögerungen bei der Kommerzialisierung des SBR bedeuten, dass LWR noch lange dominieren werden. Mit einer reinen LWR-Strategie entstehen jedoch aus den in den OECD-Ländern bis Ende 1993 geförderten 0.75 Mio. t Uran rund 1'200 t Plutonium, das in abgebrannten Brennelementen enthalten ist und zum Teil wiederaufgearbeitet wurde. Hinzu kommen als Folge der Abrüstungsverträge ca. 150 t "reines" Plutonium militärischen Ursprungs, das sinnvollerweise als Brennstoff in zivilen Reaktoren genutzt wird. Es besteht somit heute ein Überschuss an **Plutonium**. Möglichkeiten zur Verminderung dieses Überschusses sind

- die **Rezyklierung** des separierten Plutoniums zusammen mit abgereichertem Uran in existierenden und weiterentwickelten LWR und SBR in der Form von MOX ((U,Pu)O<sub>2</sub>),
- die **direkte Endlagerung** des Plutoniums in den abgebrannten Brennelementen,
- die **"Plutoniumverbrennung"** in Reaktoren mit neuartigen Brennstoffen ohne Uran und in sogenannten Hybridsystemen sowie
- die **Umwandlung** von Plutonium in <sup>239</sup>U im Hinblick auf eine spätere Einführung des Th-U-Zyklus.

Während die direkte Endlagerung einen Verzicht auf die Wiederaufarbeitung des abgebrannten LWR-Brennstoffs und damit auch auf den grössten Teil des Energieinhalts des Urans bedeutet, ist für die anderen Möglichkeiten eine Wiederaufarbeitung unumgänglich.

Bereits demonstriert sind die **Einfachrezyklierung von Plutonium im LWR** und die **Mehrfachrezyklierung von Plutonium im SBR**. Um die Sicherheitseigenschaften des LWR nicht ungünstig zu beeinflussen, beschränkt man sich auf den Ersatz etwa eines Drittels der Uran- durch MOX-Brennelemente. Eine solche Brennelementmischung wird als "self sufficient" bezeichnet, da die Plutoniumproduktion und der Plutoniumverbrauch im Reaktorkern etwa im Gleichgewicht sind. Eine verstärkte Nutzung des Plutoniums in LWR durch die Erhöhung des MOX-Anteils sowie durch Mehrfachrezyklierung ist möglich, bedingt jedoch An-

---

<sup>2</sup> Beim LWR mit offenem Zyklus finden gegen 40% der Spaltungen im in-situ entstandenen Plutonium statt, die Spaltmaterialbilanz ist jedoch negativ.

derungen an der Auslegung (Anpassung der Kontrollstäbe, Vergrößerung des Moderatoranteils im Reaktorkern). Bei fortgeschrittenen LWR wie dem EPR sind die Bedingungen für einen Alternativkern aus 100 % MOX oft bereits vom Konzept her erfüllt. In diesem Zusammenhang ist allerdings darauf hinzuweisen, dass heute die Wiederaufbereitungs- und MOX-Fabrikationskapazitäten für eine grossmassstäbliche Plutoniumrezyklierung noch fehlen. Entsprechende Zwischenlager bestehen bzw. werden erstellt.

Durch die Reduktion des Urananteils im Brennstoff bis hin zum **uranfreien Brennstoff** kann die Plutoniumproduktion im Reaktorkern weiter reduziert werden. Dabei ergibt sich für LWR und SBR mit gleicher thermischer Leistung im Grenzfall dieselbe Plutoniumbilanz (siehe Tabelle 2.7.1).

**Tabelle 2.7.1:** Netto-Plutoniumproduktion von LWR und SBR (Gesamtplutonium)

Reaktortyp	Brennstoff	kg/GWe-a*	kg/GWth-a
LWR, ohne Rezyklierung	UO <sub>2</sub> anger.	250	80
LWR, "self sufficient"	UO <sub>2</sub> anger. / MOX	≈0	≈0
LWR, 100 % MOX	MOX	-500	-170
LWR, U-frei	PuO <sub>2</sub>	-1260	-420
SBR, Brüter	UO <sub>2</sub> / MOX	250	100
SBR, reduz. Blanket	UO <sub>2</sub> / MOX	≈0	≈0
CAPRA, MOX	MOX	-600	-240
CAPRA, U-frei	PuO <sub>2</sub>	-1050	-420

\*angenommener Wirkungsgrad: 33% für LWR, 40% für SBR

Da sich in einem thermischen Neutronenspektrum unerwünschte Mengen von "geraden" Plutoniumisotopen<sup>3</sup> aufbauen, ist der SBR für die Mehrfachrezyklierung von Plutonium besser geeignet als der LWR. Ein besonders interessantes Programm zur Untersuchung der verstärkten Nutzung von Plutonium im SBR ist das von Frankreich mit Unterstützung von europäischen Partnern durchgeführte **CAPRA-Programm** (CAPRA = **consommation accrue du plutonium dans des réacteurs avancés**). Im Rahmen dieses Programms, das auch Untersuchungen zur Rezyklierung der "minor actinides" (MA) beinhaltet, sind unter anderem Experimente im Superphénix geplant. Eine auf Regierungsebene eingesetzte Kommission unter Prof. Castaing hat kürzlich die Nützlichkeit dieser Experimente anerkannt und diese zur Durchführung empfohlen.

### 2.7.3 Radioaktive Abfälle, Transmutation

Das langfristige Ziel der Kernenergie ist die vollständige Nutzung der Uran- und Thoriumreserven mit möglichst geringen radiologischen Auswirkungen für die Umwelt. In einem solchen Szenario, das ohne SBR nicht denkbar ist, ist der Plutoniumüberschuss nur ein Übergangsproblem. Dominante Langzeitprobleme sind die **Radiotoxizität<sup>4</sup> des bestrahlten Brennstoffs** und das **Endlagerrisiko**. Das letztere ist zwar dank der vorhandenen mehrfa-

<sup>3</sup> Die geraden Plutoniumisotope <sup>240</sup>Pu und <sup>242</sup>Pu sind in einem thermischen Neutronenspektrum nicht spaltbar.

<sup>4</sup> Berechnet als Aktivität × Dosisfaktor, wobei im allgemeinen die Dosisfaktoren für Ingestion benutzt werden.



chen Barrieren (Konditionierung, Nahfeld, Geosphäre) sehr gering, erstreckt sich aber über einen Zeitraum, über welchen sichere Voraussagen schwierig sind.

Die Quelle der Radiotoxizität und des Endlagerrisikos sind die Spaltprodukte und die Actiniden. Während die Spaltprodukte bei allen Brennstoffzyklen im wesentlichen dieselben sind, hängt das Spektrum der erzeugten Actiniden vom Neutronenfluss und der Neutronenenergie ab, so dass die Radiotoxizität und das Risiko über diese Parameter in der gewünschten Richtung beeinflusst werden können. Im allgemeinen wird die Radiotoxizität durch die Actiniden und das Endlagerrisiko durch die Spaltprodukte dominiert.

Grundsätzlich ist es möglich, langlebige Actiniden und besonders radiotoxische Spaltprodukte zu "transmutieren", d.h. mit Kernreaktionen gezielt in weniger radiotoxische oder stabile Kerne umzuwandeln [20, 21]. Denkbare Transmutationsanwärter sind die langlebigen Spaltprodukte  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$  und  $^{135}\text{Cs}$  sowie die MA Neptunium, Americium und Curium. Mit einer Halbwertszeit von 2.1 Mio. Jahren ist  $^{237}\text{Np}$ , das häufigste MA in abgebranntem LWR-Brennstoff, sehr langlebig und kann deshalb zum Endlagerrisiko beitragen. Zusätzliches  $^{237}\text{Np}$  entsteht durch den Zerfall des nächsthäufigsten MA, des  $^{241}\text{Am}$  (Halbwertszeit 433 Jahre).

Ein Vergleich der Radiotoxizität von Uran und  $^{237}\text{Np}$  in abgebranntem LWR-Brennstoff (siehe Tabelle 2.7.2) zeigt, dass im Zeitraum bis 100'000 Jahre nach der Bestrahlung das  $^{237}\text{Np}$  dominiert. Später wird hingegen die Radiotoxizität durch das Uran bestimmt, wobei zu allen Zeiten ein wesentlicher Beitrag vom  $^{238}\text{U}$  stammt. Diese Tatsache ist wichtig, da sich noch weit grössere Mengen von  $^{238}\text{U}$  in den "Tails" aus dem Anreicherungsprozess befinden. Sie bedeutet, dass nach der Rückführung des Plutoniums als nächstes der Kreislauf für das Uran geschlossen werden muss und dass, gesamtheitlich betrachtet, der SBR auch hinsichtlich der Radiotoxizitätsreduktion essentiell ist. Damit wird ausserdem klar, dass die Transmutation der MA erst dann einen Nutzen bringt, wenn der Brennstoffzyklus für Plutonium und Uran geschlossen ist.

**Tabelle 2.7.2:** Radiotoxizität von Uran und  $^{237}\text{Np}$  in abgebranntem LWR-Brennstoff (Sv/kg)

Zeit (a)	$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{236}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$\text{U}_{\text{tot}}$	$^{237}\text{Np}$
$10^1$	0.07	0.04	0.99	0.77	1.87	22.4
$10^2$	0.07	0.04	0.99	0.77	1.87	22.4
$10^3$	0.08	0.12	0.99	0.77	1.96	22.4
$10^4$	0.34	0.79	0.99	0.83	2.95	22.7
$10^5$	2.17	3.51	0.99	2.08	8.75	29.6
$10^6$	0.38	3.98	0.96	46.6	51.9	35.5
$10^7$	0	3.95	0.74	48.9	53.6	1.86

Bei der **Transmutation der MA** ist zu berücksichtigen, dass diese in einem thermischen Neutronenspektrum als Absorber wirken, wodurch so viele Neutronen vernichtet werden, dass eine vollständige Transmutation nicht mehr möglich ist. Die MA sollten deshalb in ei-

nem schnellen Neutronenspektrum rezykliert werden. Dabei unterscheidet man folgende Strategien:

- Die MA werden mit nasschemischen Wiederaufbereitungsverfahren auf der Basis des PUREX-Prozesses abgetrennt und als Oxide dem normalen Brennstoff beigemischt oder in separaten Brennstäben in die gleichen Reaktoren zurückgeführt (EFR, CAPRA).
- Vom abgebrannten Brennstoff werden mit elektrochemischen Verfahren nur die Spaltprodukte separiert. Die Actiniden bleiben zusammen und werden homogen in die gleichen Reaktoren zurückgeführt (IFR, EA).
- Die MA werden vom normalen Brennstoffzyklus getrennt und in einem separaten, nur für diese bestimmten Brennstoffzyklus verbrannt. Dieser sogenannte "double strata fuel cycle" wird vor allem von JAERI in Japan im Rahmen des **OMEGA-Programms** verfolgt.

Während sich die ersten beiden Strategien mit Ausnahme des EA stark auf erprobte oder schon vor längerer Zeit vorgeschlagene Technologien abstützen, werden beim "double strata fuel cycle" neue Wege beschritten, die jedoch, im Gegensatz zum EA-Konzept, mit der heutigen Kernenergie kompatibel sind. Dies unter anderem deshalb, weil der normale Brennstoffzyklus im wesentlichen beibehalten wird und sich der Einsatz von Systemen wie z.B. Hybridsystemen auf die besonders schwierige Verbrennung der MA beschränkt.

Bei allen diesen Strategien wird die Radiotoxizitäts- und Risikoreduktion in erster Linie durch die **Reduktion der Menge des in den Abfall gelangenden Brennstoffs** erreicht. Dazu sind eine Erhöhung des Abbrandes des Brennstoffs im Reaktor und/oder eine Reduktion der Brennstoffverluste bei der Wiederaufarbeitung und Neufabrikation der Brennelemente erforderlich. Der Abbrand ist aus neutronischen Gründen (Absorption der Spaltprodukte) und wegen der Strahlenschädigung des Brennstoffs auf etwa 5 % beim LWR und 15 % beim SBR beschränkt. Für die Brennstoffverluste begnügte man sich bis heute mit einem Wert von etwa 1%. Im Fall des SBR mit einem vollständig geschlossenen Brennstoffzyklus resultiert daraus ein Abfallstrom von  $\approx 60$  g Actiniden pro kg gespaltenen, d.h. in Energie umgesetzten Brennstoff. Während sich der Abbrand nur noch um Beträge im Prozentbereich erhöhen lässt, besteht bei den Brennstoffverlusten noch ein bedeutendes Reduktionspotential. Eine Reduktion des Abfallstroms um einen Faktor 30 lässt sich voraussichtlich mit elektrochemischen Wiederaufbereitungsmethoden, wie sie beim IFR (Metallbrennstoff), beim EA (Oxidbrennstoff), bei einem Hybridkonzept von JAERI (Nitridbrennstoff) sowie bei Salzschmelzreaktoren vorgesehen sind, erreichen. Da neuerdings auch mit nasschemischen Methoden im Labor 99.99 % der Actiniden zurückgewonnen werden konnten, ist das Rennen zwischen den verschiedenen Wiederaufbereitungsmethoden allerdings noch nicht entschieden.

Ein **Vergleich des U-Pu- mit dem Th-U-Zyklus** zeigt, dass der U-Pu-Zyklus hinsichtlich der Radiotoxizität der in den Abfall gelangenden Actiniden für Abklingzeiten bis 10'000 Jahre ungünstiger, für längere Zeiten jedoch gleichwertig ist und hinsichtlich des Endlagerrisikos sogar günstiger abschneidet (siehe Beilage 2 zum Anhang A). Wie bereits erwähnt, sind die Spaltprodukte, die ebenfalls zum Endlagerrisiko beitragen, bei beiden Zyklen im wesentlichen dieselben.

#### 2.7.4 Einführungszeiten

Die wichtigsten neuen Brennstoffzyklen sind weitergehende MOX-Zyklen in LWR. Heute ebenfalls diskutierte Zyklen sind der IFR-Zyklus in schnellen Reaktoren und die thoriumbasierten Zyklen im LWR (Radkowsky) und schnellen Systemen (EA). Die aus gegenwärtiger Sicht realistischen (Voraussetzung dafür ist der Wille der KKW-Betreiber, die Verfügbarkeit auf dem Markt und die Genehmigung der Sicherheitsbehörde) grossmassstäblichen Einfüh-

rungszeiten (→ Pfeilspitze) dieser Zyklen werden in Fig. 4 dargestellt. Diese Zeiten gelten unter der Bedingung, dass ein ständiger Druck zur Weiterentwicklung der Zyklen besteht.

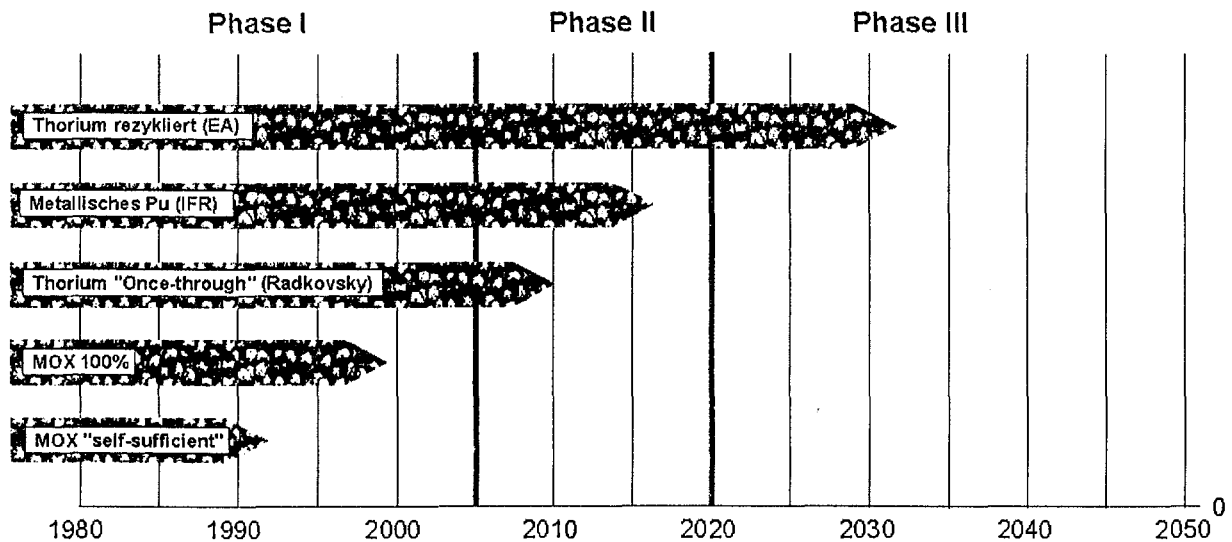


Fig. 4: Realistische Einführungszeiten der untersuchten Brennstoffzyklen

## 2.8 Proliferation

Als Folge neuerer weltpolitischer Entwicklungen hat die Frage, wie der nukleare Brennstoffzyklus vor Missbräuchen geschützt werden kann, wieder an Bedeutung gewonnen. Die Gefahr einer missbräuchlichen Verwendung besteht grundsätzlich bei allen radioaktiven Materialien. Im Vordergrund stehen jedoch die Actiniden, da bei diesen die **Möglichkeit einer "schnellen Kritikalität"**, die auch bei einer primitiven "Bastlerbombe" noch schwere Schäden anrichten könnte, hinzukommt. Dabei muss man wissen, dass alle wichtigen künstlichen Actiniden ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ , alle Plutoniumisotope,  $^{241}\text{Am}$ ) eine schnelle Kettenreaktion aufrechterhalten können. Wegen der vorhandenen Mengen sind Plutonium und angereichertes  $^{235}\text{U}$  die proliferationsgefährdetsten Materialien. Da  $^{237}\text{Np}$  als Ausgangsmaterial für die Produktion von Nuklearbatterien früher in grösseren Mengen abgetrennt wurde, sollte auch dieses Material unter Kontrolle gehalten werden, was interessanterweise bis heute nicht der Fall ist.

Die von 1977 bis 1979 durchgeführte und 1980 von der IAEA publizierte INFCE-Studie (INFCE = international nuclear fuel cycle evaluation), deren Ergebnisse auch heute noch gültig sind, zeigte, dass es keine Möglichkeiten gibt, den Brennstoffzyklus durch "technical fixes" vollständig proliferations sicher zu machen und auch der Th-U-Zyklus das Problem nicht lösen kann. Trotz der Wirksamkeit des Non-Proliferationsabkommens haben die USA - vermutlich aus anderen Gründen - in der Folge eine extreme **Politik der Nichtwiederaufarbeitung** beschritten, die mit einer langfristigen Nutzung der Kernenergie nicht kompatibel ist. Entwicklungen wie der IFR-Brennstoffzyklus, welche die Proliferationsgefahr graduell verringern, haben das Dilemma nicht überwinden können.

Um das Proliferationsproblem im Griff zu behalten, bietet sich neben den internationalen Abkommen und Kontrollen vor allem die **Minimierung der sich im Umlauf befindenden sensitiven Materialien und der Transporte dieser Materialien** an. Die beim IFR-Konzept vorgesehene Integration der Wiederaufarbeitung in die Reaktoranlage besitzt in dieser Hinsicht Vorteile, die jedoch mit betrieblichen und ökonomischen Nachteilen erkauft werden müssen. Aus demselben Grunde sollte überschüssiges militärisches Spaltmaterial nach der Entnah-

me aus den Waffen rasch zu Brennelementen für zivile Reaktoren verarbeitet werden. Diese Brennelemente lassen sich in existierende Reaktoren einsetzen, und es ist nicht notwendig, für diesen Zweck besondere Reaktortypen und Brennstoffzyklen zu entwickeln. Schliesslich ist darauf hinzuweisen, dass der verstärkte Aufbau von höheren Isotopen durch **mehrfaches Rezyklieren** das Plutonium für eine Abzweigung immer weniger attraktiv macht, jedoch keinen vollständigen Schutz bietet, und dass schnelle Reaktoren geeignet sind, Plutonium und andere Actiniden optimal zu "verwalten", so dass keine überflüssigen Vorräte an sensitiven Materialien entstehen.

### 3. Definition der gewählten Kriterien

Bei der Auswahl der Bewertungskriterien wurde versucht, ein möglichst breites Spektrum abzudecken, um den unterschiedlichen Optiken und Prioritäten verschiedener Entscheidungsträger Rechnung zu tragen. Dennoch ist diese Bewertung nicht vollständig und kann es auch nicht sein, nicht zuletzt wegen der sich mit der Zeit ändernden Bedeutung einzelner Aspekte. Mit Bezug auf die angesprochenen drei Zeitperioden sind die im Mittelpunkt stehenden Hauptfragen:

- Kurz- bis mittelfristig die Sicherheit, d.h. sicherheitsbezogene **Betriebsmerkmale**, insbesondere aber die Höhe und Struktur des Risikos verursacht durch unerwünschte Schadensereignisse; besonderes Augenmerk wird den Folgen schwerer Unfälle für Mensch und Umwelt geschenkt. Dieser Aspekt wird anhand des Verhaltens der verglichenen Konzepte bei **auslegungsüberschreitenden Unfällen** heutiger Nomenklatur bewertet.
- Mittelfristig die Konkurrenzfähigkeit und Einsatzbereitschaft der vorgeschlagenen Konzepte im Vergleich zu alternativen Stromerzeugungssystemen. Hier spielen die **Betriebsmerkmale**, der **Stand der Entwicklung** und der Beurteilung (Genehmigung), die **relativen Kosten** und die bei der **Zeit der Markteinführung** zu erwartenden Konkurrenten eine Rolle.
- Langfristig die Fähigkeit der Kernenergie und -technik, Teil einer angestrebten nachhaltigen Entwicklung zu sein. In dieser Hinsicht kommt dem **Brennstoffzyklus** (Ressourcennutzung, Schliessung des Kreislaufes, Abfallströme) besondere Bedeutung zu.

#### 3.1 Betriebsmerkmale

Das Interesse der Kernkraftwerksbetreiber liegt darin, einen möglichst langen, sicheren und zuverlässigen Betrieb der Reaktoranlagen mit minimalen Unterbrechungen und bei konkurrenzfähigen Kosten sicherzustellen. Entsprechende (weitgehend konsistente) Anforderungen sind in URD und EUR formuliert, so beispielsweise betreffend die Verfügbarkeit (URD: >87%), die Zykluslänge (URD: 24 Monate), die Anlagelebensdauer (URD: 60 Jahre), die Betriebs- und Wartungskosten (URD: <0.016 \$/kWh) usw.

Unter **Robustheit gegenüber Störungen** wird die Fähigkeit der Anlage verstanden, Abweichungen aus dem Normalbetrieb ohne Betriebsunterbrechung zu ertragen und innerhalb zulässiger Betriebssollwerte zu bleiben bzw. rasch dahin zurückzukehren. Sie ist auch ein Indiz für das Verhalten der Anlage unter Störfallbedingungen. Eine hohe Robustheit lässt sich einerseits über eine entsprechende physikalisch-technische Auslegung des Reaktorsystems (z.B. geringe Leistungsdichte, hohe thermische Belastbarkeit) oder mit Hilfe einer ausgeklügelten, hochzuverlässigen Technik der Mess-, Regel- und Steuersysteme (MRS) erreichen. Das Kriterium "Robustheit" ist ein Mass für die Qualität der inhärenten oder systemtechnischen Auslegung; sie ist ein aussagefähiges Kriterium für den Reifegrad der Auslegung. Sie lässt sich beispielsweise anhand der Anzahl ungewollter Schnellabschaltun-

gen pro Jahr quantitativ beurteilen. Eine minimale Anzahl hilft, extreme Belastungen der Komponenten zu vermeiden und potentielle Störfallketten auszuschliessen, erlaubt somit Lebenszeitverlängerung, Kostensenkung und die Minimierung von Risiken.

An dieser Stelle muss die übergeordnete Bedeutung von erprobten Komponenten und Systemen für das Betriebsverhalten einer komplexen Anlage wie ein Kernkraftwerk hervorgehoben werden: Sie sind das Produkt eines langjährigen Entwicklungsprozesses und leiden nicht mehr an "Kinderkrankheiten". Ihr Verhalten ist weitgehend bekannt und voraussehbar; sie erlauben eine Optimierung sowohl der MRS- und Sicherheitssysteme als auch der Instandhaltungskonzepte. Die Kernkraftwerkbetreiber – aber auch die Genehmigungsbehörden und schlussendlich auch die Gesellschaft – legen daher grossen Wert auf **bewährte Technik** und sind entsprechend skeptisch gegenüber "exotischen" Neuerungen. Die Genehmigungsbehörde verlangt für neuartige Komponenten und Systeme einen integralen Nachweis ihrer Funktionstüchtigkeit; dies führt für entsprechende Konzepte zur Notwendigkeit einer Prototyp- und/oder Demonstrationsanlage mit entsprechenden Auswirkungen auf Kosten und Zeitbedarf bis zur Markteinführung. Die "evolutionären" LWR führen aus diesem Grund neuartige Elemente nur in kleinen Portionen ein (z.B. passive Containmentkühler bei der deutschen EPR-Version).

Nicht nur ein langer, störungsfreier Betrieb ist für den Betreiber wichtig, sondern auch möglichst kurze Stillstandszeiten während der notwendigen Revisionen. Dies hängt hauptsächlich von den Fähigkeiten einer gut eingespielten Mannschaft ab, wird aber massgeblich erleichtert durch eine optimale **Inspizier- und Reparierbarkeit**. Grosszügige Räumlichkeiten und eine optimierte Anordnung und Zugänglichkeit von Komponenten sind wesentliche Elemente, die umso eher realisiert werden können, je einfacher das Konzept ist. Eine einfache und zuverlässige Inspizierbarkeit der kritischen Komponenten während des Betriebes erlaubt zudem entweder eine Reparatur ohne Abschaltung oder zumindest eine bessere Planung der Arbeiten bei der Jahresrevision und schützt vor "Überraschungen". Gerade neue Systeme müssen – da die Erfahrung fehlt – gut zugänglich und reparierbar sein.

Die Wirtschaftlichkeit des Betriebes wird schliesslich u.a. durch den **Aufwand zur Begrenzung der Strahlenbelastung** des Betriebspersonals beeinflusst. Je niedriger diese ausfällt, um so einfacher können die Strahlenschutzvorschriften eingehalten werden. Als Kriterium dient hier der Auslegungszielwert (der deutlich unter dem gesetzlichen Grenzwert liegt) und eine Indikation über den Aufwand (Materialelektion, Anordnung, Zugangsbeschränkungen etc.) zur Erreichung des Zieles. Darüber hinaus ist "ALARA" (**As Low As Reasonably Achievable**) als übergeordnetes Prinzip zu beachten, das sich im Rahmen wirtschaftlicher Vernunft an dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik orientiert. Somit setzt das mit bewährter Technik Erreichte de facto den Massstab für die neuartigen Konzepte.

### 3.2 Sicherheit, auslegungsüberschreitende Störfälle

Der Kernspaltungsprozess führt - neben der Energiefreisetzung - zu radioaktiven Spaltprodukten unterschiedlicher Lebensdauer, deren angesammeltes Inventar im Kern eines Leistungsreaktors eine hohe potentielle Gefahr für Mensch und Umwelt darstellt. Mehrfache Barrieren müssen trotz reaktivitätsbedingter Energieeinträge oder Nichtabführen der Wärme (erzeugt durch Spaltung und/oder Zerfall der Spaltprodukte) den Einschluss aufrechterhalten. Dementsprechend galt für nukleare Anlagen von Anfang an nicht das sonst übliche Prinzip von Versuch-und-Irrtum, sondern das der Vorsorge mit in der Tiefe gestaffelten Vorkehrungen zur Vermeidung und Beherrschung von Störfällen ("Defence-in-Depth"). In diesem Sinne haben die staatlichen Genehmigungsbehörden für jeden Reaktortyp einen sog. Auslegungsbereich definiert mit einem Satz anzunehmender Störfälle/Unfälle, für welche die Rückführung der Anlage in den abgeschalteten, kalten Zustand ohne Überschreitung vorgegebener Grenzwerte deterministisch nachzuweisen ist.

Die ausgewählten, bei der Auslegung zu berücksichtigenden Störfallauslöser und -kombinationen sollen für bestimmte Reaktortypen repräsentativ und in sich plausibel sein, dabei abdeckenden Charakter haben, indem sie die jeweils härtesten Anforderungen an das System stellen. Zur Kompensation bestehender Unsicherheiten und Vereinfachungen der Nachweisführung werden konservative Annahmen getroffen. Abhängig von den physikalischen Sicherheitsmerkmalen sind hochzuverlässige Sicherheitssysteme und Mehrfachbarrieren vorzusehen, so dass deren Versagen praktisch ausgeschlossen werden kann bzw. nicht weiter betrachtet zu werden braucht. Berühmtheit hat der "grösste für die Auslegung der Anlage anzunehmende Unfall" (GaU) erlangt; bei LWR ist dies der doppelblättrige (2F-) Bruch der Hauptkühlmittelleitung, für den unter Verwendung vorgegebener Rechenvorschriften nachzuweisen ist, dass selbst für den Fall seines Eintretens radiologische Dosen ausserhalb der Anlage unter keinen Umständen gesundheitsgefährdende Grenzwerte erreichen.

Im Zuge der Realisierung von Kernenergieprogrammen in vielen Ländern wurde - ausgehend von den USA - versucht, die so erreichte Sicherheit bzw. das verbleibende Risiko abzuschätzen und die Homogenität des Sicherheitskonzeptes zu prüfen, und zwar in Ergänzung zum "klassischen" Genehmigungsverfahren mit seinen z.T. willkürlich anmutenden Annahmen und seinem starren Regelwerk. Dazu wurde die Methodik des "probabilistic risk assessment" (PRA) entwickelt, die gedanklich über den Auslegungsbereich hinausgeht, das Versagen von Sicherheitseinrichtungen prinzipiell unterstellt und für ein erweitertes Spektrum auslösender Ereignisse zu Szenarien kombiniert. Die Häufigkeit dieser (auslegungsüberschreitenden) Unfallsequenzen ergibt zusammen mit deren Folgen für Anlage und Umgebung eine Aussage über die der Reaktoranlage innewohnenden Reserven und für das Risiko in seiner Höhe und Struktur. Oft werden auch Schwachstellen in der Systemauslegung identifiziert und anschliessend beseitigt.

Das Verhalten der unterschiedlichen Reaktoranlagen, -baulinien und -typen bei postulierten, die Auslegungsgrenzen überschreitenden Unfallsequenzen ("schwere Unfälle") und dabei insbesondere die in der Umgebung zu erwartenden schlimmsten Schäden rückten schnell ins Zentrum des Interesses von Fachwelt und Öffentlichkeit, verstärkt durch die Unfälle in Harrisburg (TMI) und Tschernobyl. "Schwere Unfälle" wurden grundlegend erforscht und unter Einbezug (weltweit) zunehmender Erfahrungen näher untersucht und neu beurteilt. Heute geht man davon aus, dass bei westlichen Reaktoren die kumulierte Eintrittshäufigkeit für einen schweren Kernschaden (bei LWR gleichlautend mit Kernschmelzen) zwischen  $10^{-4}$  und  $10^{-5}$  pro ReaktorxJahr zu erwarten ist [22]. Freisetzungen radioaktiver Stoffe mit katastrophalen Schäden in der Umgebung setzen ein relativ frühes Versagen der letzten Barriere, des Containments, voraus; die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür liegt oft bei 10%, so dass die kumulierte Eintrittshäufigkeit für eine solche Freisetzungskategorie sicher unter  $10^{-5}$ , eher bei  $10^{-6}$  pro ReaktorxJahr liegt. International werden für neue Anlagen  $<10^{-5}$  und  $<10^{-6}$  pro ReaktorxJahr als kumulierte "Core Damage Frequency" (CDF) bzw. "Large Release Frequency" (LRF) gefordert, auch um bei einer Erhöhung der weltweit installierten Kapazität das Auftreten solcher Ereignisse eigentlich nicht erwarten zu müssen [23]. Aber einigen Experten und insbesondere der Öffentlichkeit in einigen Ländern (in Deutschland sogar dem Gesetzgeber) geht das mit Blick auf die Akzeptanzproblematik nicht weit genug: Sie fordern den "deterministischen" Ausschluss von Unfällen mit katastrophalen, möglicherweise gesellschaftsgefährdenden Folgen.

Die Sicherheitskonferenz der IAEO vom September 1991 hat dem Rechnung getragen und die Ausarbeitung neuer Sicherheitsprinzipien für zukünftige Reaktoranlagen initiiert. Das nach drei Jahren intensiver Arbeit erstellte Dokument [24] postuliert, Unfallsequenzen auch jenseits der heute existierenden Auslegungsgrenze zu berücksichtigen und zukünftige Reaktoren dagegen auszulegen. Ziel wäre, auch für solche Sequenzen, unabhängig von ihrer Eintretenshäufigkeit, signifikante radiologische Auswirkungen für die Umgebung "auszuschliessen". Mit anderen Worten: Die Folgen jeden Unfalls sollten auf die Anlage selbst beschränkt bleiben, und die Bevölkerung sollte ihr gewohntes Leben fortsetzen können (d.h. aus technischer Sicht ohne die **Notwendigkeit von Notfallschutzmassnahmen**, wie Auf-

suchen der Schutzräume, Evakuation, spätere Umsiedlung oder länger anhaltende Verzehrverbote).

Begriffe wie "ausschliessen" oder gar "deterministisch ausschliessen" sollten vorsichtig benutzt werden und bedürfen der Interpretation angesichts der allgemeinen Einsicht, dass es ein "Nullrisiko" bzw. "absolute Sicherheit" nicht geben kann. So wird das "Postulat eines deterministischen Ausschlusses" dahingehend konkretisiert, dass Unfälle mit katastrophalen Folgen bevorzugt über geänderte Auslegungsmerkmale des Reaktors zu eliminieren sind und als "denkbar Verbleibendes" (z.B. kriegerische Einwirkungen) einer besonderen Vereinbarung bedarf. Die andere Denkrichtung zielt auf eine konsequent probabilistische Behandlung und will Unfallszenarien nicht betrachten, wenn ihre Eintrittshäufigkeit einen bestimmten extrem kleinen Wert unterschreitet und sie somit praktisch ausgeschlossen sind.

Beiden Ansätzen ist gemein, dass die bisherige Auslegungsgrenze verlassen und bis zu einer neuen Betrachtungsgrenze geschoben wird, deren Notwendigkeit zwar inzwischen anerkannt ist, deren Lage, Interpretation und Festlegungsprozedur aber unterschiedlich gesehen wird. Der Trend bei Reaktorherstellern und -betreibern geht dahin, die Auslegungsbasis zwar zu erweitern, sie aber weiterhin aufgrund rein probabilistischer Überlegungen zu begrenzen, wobei die erwähnten verschärften Anforderungen betreffend **Häufigkeit eines Kernschadens bzw. einer grossen Freisetzung** zugrunde gelegt werden (z.B. CDF  $<10^{-5}$  pro ReaktorxJahr in EUR und in URD).

Bei den angegebenen Eintrittshäufigkeiten handelt es sich um Summenwerte, die das gesamte Spektrum anlagenintern und -extern ausgelöster Ereignisabläufe berücksichtigen. Die Qualität der analytischen Nachweise ist zugestandenermassen unterschiedlich; bei anlagenexternen Ereignissen (insbesondere auslegungsüberschreitende Erdbeben) begnügt man sich oft – je nach Standortgegebenheiten – mit überschlägigen, oft qualitativen Einschätzungen. Diese Praxis wird um so fragwürdiger, je unwahrscheinlicher die anlagenintern ausgelösten Ereignisabläufe aufgrund der getroffenen Vorkehrungen werden. Eine besondere Rolle spielen Erdbeben, die in ihrer Stärke weit über Bemessungsbeben hinausgehen. Sie sind eine Art natürliche Grenze für die Festlegung einer unteren Limite der tolerierten Eintrittshäufigkeit anlageninterner Ereignisse, über die hinaus keine weitere anlagentechnische Verbesserungen Sinn machen, weder mit Blick auf die Häufigkeit noch auf das Schadensausmass.

Der Schutz der Nuklearanlage vor gezieltem Waffeneinsatz ist üblicherweise kein explizites Schutzziel und wird auch hier nicht betrachtet. Sollte man einen solchen Schutz anstreben, würde das vermutlich zu einem hinsichtlich Penetration und Energieaufnahme ertüchtigten Containment führen, was weitgehend unabhängig von dem zu schützenden Reaktor zu sehen wäre.

Stark vereinfacht gibt es zwei **Ansätze zur Beherrschung "schwerer Unfälle"**: Vermeidung bzw. Abbruch von Sequenzen (Prävention), die zu schweren Kernschäden führen können; Begrenzung (Mitigation) der Folgen, falls Prävention nicht gegriffen hat. Dabei gilt grundsätzlich, dass eine Massnahme, welche auf einer Stufe des Unfallentwicklung mitigativ wirkt, für die nächste Stufe präventiven Charakter hat. Massnahmen zur Erhöhung der Prävention gehen wiederum in zwei Richtungen: Zum einen Stärkung der inhärenten (auf Naturgesetzmässigkeiten beruhenden) Sicherheitsmerkmale (z.B. erhöhte Wärmekapazität) oder Nutzung passiver Mechanismen statt aktiver Komponenten (die Fremdenergie für Antrieb und/oder Steuerung brauchen), zum anderen verbesserte Funktion aktiver Systeme durch erhöhte Redundanz und vor allem Diversität. Massnahmen zur Anhebung der Mitigation zielen meist auf eine Verlangsamung des Unfallablaufs oder zumindest den Schutz und die Aufrechterhaltung der Containmentfunktion, jetzt auch unter den Bedingungen schwerer Unfälle.

Dabei sind, je nach untersuchtem Konzept nicht die gleichen physikalischen Phänomene für Unfälle mit Kernschaden massgeblich. Für die LWR beispielsweise sind die Kühlmittelverlust-Störfälle (**Loss-Of-Coolant-Accident, LOCA**) bestimmend. LWR werden mit Wasser un-

ter hohem Druck gekühlt, welches bei grösseren Leckagen schon alleine über die Entspannung in einem für eine sicherere Kernkühlung unzulässigen Masse ausdampfen kann; daher besteht im Vergleich etwa zu flüssigmetallgekühlten Reaktoren eine prinzipiell hohe Sensitivität gegen LOCAs. Die Auslegung der Betriebs- und Sicherheitssysteme (z.B. Wasserreserven, passive und aktive Noteinspeisung mit redundanten und diversitären Untersystemen) trägt diesem Umstand gebührend Rechnung, so dass die o.g. prinzipielle Sensitivität nicht zu einer inakzeptablen Gefährdung führt. Bei integrierten Konzepten wie in schnellen Reaktoren ist die Bedeutung der LOCAs grundsätzlich geringer, da es keine Hauptkühlmittelleitungen grossen Durchmessers bzw. unter hohem Druck gibt.

Für alle Spaltreaktoren gilt, dass es bei einer zu hohen und gleichzeitig zu schnellen Reaktivitätszufuhr (in der Grössenordnung des Anteils verzögerter Neutronen) zu einer unerwünschten Leistungsexkursion kommt. Aus diesem Grunde werden alle Spaltreaktoren so ausgelegt, dass inhärent rasch wirkende Eigenschaften (Reaktivitätskoeffizienten und geeignete Auslegung, wie die Begrenzung der Reaktivität pro Steuerstab) aufweisen, um solche Leistungsexkursion präventiv weitgehendst auszuschliessen. Reaktivitätsinduzierte Störfälle (**Reactivity Induced Accidents, RIA**) sind besonders für Reaktoren mit einem positiven Blaskoeffizienten (schnelle Reaktoren, Schwerwasserreaktoren) wichtig.

Für Reaktorkonzepte, welche bewusst eine evolutionäre Linie verfolgen und auf aktive, redundante und diversitäre Sicherheitssysteme aufbauen, spielt die Funktionstüchtigkeit dieser Systeme und dadurch ihre Energie- bzw. **Notstromversorgung** eine grosse Rolle. Die nach Eintreten einer Störfallsequenz verfügbare Zeit während der der Operateur keine Korrekturmassnahmen einleiten muss, die sog. Karenzzeit (grace period) beträgt gemäss URD und EUR 30 Minuten. Das Ansprechen der Sicherheitssysteme innerhalb dieser Zeit und folglich ihre Wechselstromversorgung (AC) müssen gewährleistet sein. Weitergehende Unfallszenarien für passive Konzepte postulieren auch einen Verlust dieser Wechselstromversorgung (Station Black-Out, SBO); das URD fordert dafür eine Karenzzeit von 72 Stunden.

Reaktorkonzepte mit mehrheitlich passiven Sicherheitssystemen (welche ohne externe Energiezufuhr ihre Funktion wahrnehmen und erfüllen) benötigen zwar keine oder erst zu einem späteren Zeitpunkt eine Notstromversorgung; die entsprechende Karenzzeit beträgt gemäss URD drei Tage. Diese Konzepte sehen sich aber mit dem Problem des **Funktionsnachweises** für neuartige Systeme und des **Vertrauens** an deren Zuverlässigkeit konfrontiert. Prävention und Mitigation von schweren Unfällen hängt von Systemeigenschaften und Sicherheitseinrichtungen bzw. getroffenen Sicherheitsmassnahmen ab, deren Funktion und Wirksamkeit auch für den extrem seltenen Anforderungsfall nachgewiesen werden müssen. Darüber hinaus ist es offensichtlich, dass ein Teil dieser Nachweise nur analytisch in Kombination mit Experimenten zu Teilaspekten abgeleitet werden kann, da ein "Integraltest" nicht möglich ist. Daraus ergibt sich nicht nur die Notwendigkeit, Einzelphänomene im Detail zu verstehen, sondern dieses Verständnis auch korrekt auf den konkreten Fall zu übertragen. Dieses Kriterium erlaubt daher eine grobe Beurteilung der erkennbaren Transparenz bzw. Komplexität der entsprechenden Nachweise und des gegenwärtig erzielten Vertrauensgrades. Angesichts der ehrgeizigen Sicherheitsziele moderner KKW, nämlich auch sehr unwahrscheinliche Kernschädigungssequenzen durch geeignete Auslegung "auszuschliessen", ergibt sich für jedes Konzept das Problem des "Vollständigkeitsnachweises", d.h. dass man praktisch an alles gedacht hat.

### 3.3 Stand der Entwicklung

Ein fortgeschrittener Entwicklungsstand eines Konzeptes ist notwendige - aber nicht hinreichende - Bedingung für seine mögliche Markteinführung und somit ein guter Indikator für seine Bedeutung als ernstzunehmende Alternative. Die Chancen eines Konzeptes steigen jedenfalls markant, wenn baugleiche Anlagen irgendwo bereits betrieben, gebaut oder bestellt wurden (in abnehmender Folge). Gerade aber bei Konzepten, welche noch weitgehend "auf dem Papier" stehen, ist die Beurteilung des Entwicklungsstandes unsicher. Wir haben



daher nachfolgend eine Reihe von Kriterien aufgestellt, welche diesen Aspekt beleuchten, und die in Summe den Entwicklungsstand zuverlässiger zu charakterisieren erlauben sollten:

- In die Entwicklung und Realisierung eines Konzeptes **gegenwärtig investierter Aufwand** insgesamt und durch die Industrie speziell, als Mass für konkrete Interessen und Risikobereitschaft.
- **Stadium der Entwicklung:** Konzipierung (Machbarkeitsnachweise, Konzeptstudie, Technologieentwicklung und -beurteilung, detaillierte Auslegung, First-of-a-Kind-Engineering), im Bau (Prototyp/Demonstrationsanlage, kommerzielle Anlage), in Betrieb (Prototyp/Demonstrationsanlage, kommerzielle Anlage(n)) als Indikator für Realisierungsnahe.
- Grad der **Genehmigungsaktivitäten** (keine, im Gang ("Vorgespräche", Zertifizierung, voller Genehmigungsprozess, Bewilligung) als Index für bevorstehende Projektkonkretisierung.
- Ausmass **ausstehender F&E-Arbeiten** (für Prozesse? für Komponenten? für Brennstoffe?); **Notwendigkeit von Tests** (einzelne Komponenten, Integraltests - keine, geplant, im Gang) als Index für den Funktionsnachweis von Systemen; Notwendigkeit einer **Pilot- oder Prototypanlage** bzw. einer **Demonstrationsanlage** als Index für die technische bzw. die kommerzielle Reife des Konzeptes und seine Konkurrenzfähigkeit.
- **Relevante Betriebserfahrung** in ReaktorxJahren als Mass für die Anlehnung an bewährte Technik und somit für eine technisch unproblematische Realisierung.

### 3.4 Relative Kosten, Konkurrenzfähigkeit

Die Kosten nuklearer Systeme sind zu einem massgeblichen Faktor für deren weitere Einführung geworden. Die absehbaren Tendenzen auf dem Energiemarkt umfassen eine - zumindest mittelfristig - anhaltende Konkurrenz durch fossile Energieträger; hinzu kommt eine Marktliberalisierung in den westlichen Ländern und speziell im europäischen Raum, welche die Konkurrenz verschärft. Bei den Bemühungen zur Verbesserung der Wettbewerbsfähigkeit der Kernenergie sind keine Abstriche beim erreichten und anvisierten Sicherheitsniveau oder der Umweltverträglichkeit zulässig. Mittel- bis langfristig lassen die Bemühungen um eine nachhaltige Entwicklung die allgemeine Einführung der Internalisierung externer Kosten erwarten, welche die Konkurrenzsituation nochmals verändern wird.

Allgemein lässt sich sagen, dass sich die bisherigen kommerziellen Nuklearanlagen durch hohe Investitions-, aber niedrige Betriebskosten kennzeichnen. Sehr früh hat man unter Erhaltung der Konkurrenzfähigkeit einige externe Kosten weitgehend internalisiert, so z.B. die Entsorgungskosten. Voraussehbar steigende Entsorgungskosten, die zunehmenden Sicherheitsanforderungen, aber auch die Preisentwicklung konkurrierender Energieträger (Erdgas) bringen heute die Kernenergie in einen harten Konkurrenzkampf.

Die vollständige Internalisierung externer Kosten z.B. jener aus treibhausgasbedingten Klimaveränderungen oder aus schweren Unfällen entfachte eine - auch fachliche - Diskussion über deren "richtige" Berechnung. Neuere Studien zeigen, dass auf diesem Gebiet noch keine einheitliche Behandlung verschiedener Energiesysteme stattfindet. Aber auch nationale Besonderheiten und unterschiedliche volkswirtschaftliche Prioritäten können den Vergleich von Energiekosten erschweren. Am aussagekräftigsten sind Studien, welche die Kernenergie mit einem gut bekannten Konkurrenten (z.B. Kohle) in mehreren Ländern und über längere Zeiträume vergleichen. Sie weisen nur noch geringe, aber dennoch vorhandene Vorteile für die Kernenergie auf [25].

Für die vorliegende Studie hat man sich daher auf einen Kostenvergleich unter den herangezogenen Systemen beschränkt und sowohl Herstellerangaben als auch erfahrungsbasier-

te Schätzungen der Autoren aufgeführt; dabei wurden keine externe Kosten berücksichtigt. Für den Vergleich wurden folgende Kriterien gewählt:

- **Investitionskosten** im Rahmen einer Serienherstellung (ohne Berücksichtigung von F&E-Investitionen einschl. für Prototyp- und Demonstrationsanlagen; diese (z.T. massiven) Kosten werden implizit durch die Bewertung des Entwicklungsstandes (s. oben) berücksichtigt).
- Kosten für den **Rückbau der Anlage**, d.h. Rückstellungen für Stilllegung und Entsorgung der Kernkraftwerke.
- **Stromerzeugungskosten** einschliesslich Brennstoffkosten und Entsorgungskosten für radioaktive Abfälle sowie Versicherungskosten gegen Unfälle.
- Auf eine Bewertung der Konkurrenzfähigkeit der Kernenergie gegenüber nicht-nuklearen Alternativen wurde bewusst verzichtet. Dieser Aspekt wird implizit durch die **Zeit bis zum kommerziellen Auftrag** abgedeckt, wobei hier (im Gegensatz zur Fig. 3) die technische Reife eines kommerziellen Konzeptes massgeblich ist. Je nach Entwicklungsstand werden die untersuchten Konzepte früher oder später kommerzielle Reife erreichen. Jene, die heute auf den Markt kommen, haben hauptsächlich gegen fossile Brennstoffe zu kämpfen. In 20 Jahren, könnten diese durch Ressourcenknappheit oder wegen Umweltschutzaufgaben (z.B. CO<sub>2</sub>-Abgaben) so teurer geworden sein, dass sie keine ernsthafte Konkurrenz für die Kernenergie darstellen; erneuerbare Energiequellen dagegen könnten dann eine solche technische und wirtschaftliche Reife erlangt haben, dass sie die Hauptkonkurrenten des "Atomstromes" geworden sind.

### 3.5 Brennstoffzyklus

Da die Brennstoffzyklen z.T. unabhängig von den Reaktorkonzepten sind, werden sie in Tabelle 4.2 getrennt behandelt. Beim Datenvergleich ist zu beachten, dass für die thermischen Reaktoren offene Brennstoffzyklen oder Brennstoffzyklen mit maximal einer Rezyklierung (LWR "self-sufficient" und 100% MOX) angenommen werden, während bei den schnellen Systemen der Brennstoff mehrfach rezykliert wird, bis sich alle Nuklide im Gleichgewicht befinden. Dieses Gleichgewicht wird erst nach längerer Zeit (ca. 20 Jahre) erreicht, ist aber massgebend, da die schnellen Systeme als langfristig nutzbare Systeme betrachtet werden. Da ein Szenario mit Stabilisierung angenommen wird, ist die Netto-Plutoniumproduktion Null. Die zur Beurteilung der Flexibilität der schnellen Systeme interessanten Charakteristiken einzelner plutoniumerbrütender und -vernichtender Kerne sind in Tabelle 2.7.1 zusammengefasst. Der Tabelle 4.2 liegen die Annahmen in Tabelle 3.5.1 zugrunde.

**Tabelle 3.5.1:** Annahmen für die Beurteilung der Brennstoffzyklen

	thermische Systeme	schnelle Systeme
thermischer Wirkungsgrad	33 - 36 %	40 %
mittlerer Entladeabbrand	≈5 at%	15 at%
Verluste bei Wiederaufarbeitung und Brennelementfabrikation	1 %	1% (nasschemisch) 0.03 % (elektrochemisch)

Die in Tabelle 4.2 betrachteten Charakteristiken sind:

- Der **Brennstoffzyklus und Brennstofftyp**. Es ist zu bedenken, dass der Th-U-Zyklus bis heute nicht grossmassstäblich demonstriert wurde. Der Th-Oxidbrennstoff mit elek-

trochemischer Wiederaufarbeitung für den EA befindet sich sogar erst im Ideenstadium. Für die Demonstration des IFR-Brennstoffzyklus mit Plutonium wurde in den USA eine kleine Wiederaufarbeitungsanlage errichtet; diese wird heute jedoch nicht für die Wiederaufarbeitung von SBR-Brennstoff eingesetzt, da die gegenwärtige Nonproliferationspolitik der USA dies verbietet.

- Die **Beladung** als Mass für die im Brennstoffzyklus umzusetzenden Massen.
- Der **Natururan- und Thoriumbedarf** als Mass für den wirtschaftlichen Umgang mit den Ressourcen der Natur.
- Die **Netto-Plutoniumbilanz** zur Beurteilung von möglichen Symbiosen mit anderen Reaktorkonzepten und Brennstoffzyklen (Vergl. auch Tabelle 2.7.1).
- Die **Wiederaufarbeitungstechnik**, wobei darauf hingewiesen werden muss, dass "Nachhaltigkeit" bei der Kernenergie ohne Wiederaufarbeitung nicht möglich ist.
- **Menge und Radiotoxizität des radioaktiven Abfalls**, unterteilt in "Plutonium", "andere Actiniden" und "Spaltprodukte" als Grundlage für die Beurteilung der mit dem Abfall verbundenen Gefahr bei einem Unfall (Verlust von Barrieren) sowie des Betriebsrisikos von Endlagern. Da die Actiniden eine geringe Löslichkeit haben und im Nahfeld des Endlagers stark sorbiert werden, darf aus der im Vergleich zu den Spaltprodukten hohen Langzeittoxizität der Actiniden nicht unmittelbar geschlossen werden, dass die Actiniden das Endlagerrisiko dominieren. Über das Verhältnis der von den Actiniden und Spaltprodukten verursachten Dosisbeiträge können nur Risikostudien genauere Auskunft geben.
- Die relative **Langzeittoxizität der Actiniden**, d.h. die Radiotoxizität der Actiniden im radioaktiven Abfall nach 1 Million Jahren relativ zur Radiotoxizität von 1 t Natururan nach 1 Million Jahren (30000 Sv). Eine Tonne Natururan pro GWe-a ist der Uranbedarf der reinen SBR-Strategie. Für die "normale" SBR-Strategie (Oxid im EFR) beträgt dieser Parameter ca. 1 und für den "once-through"-Zyklus im LWR gerade 100. Bezogen auf den eigenen Uranbedarf sind der SBR und der "once-through"-Zyklus etwa gleichwertig.
- Das **Proliferationsrisiko**. Für die Bewertung dieses nicht ausschliesslich wissenschaftlich quantifizierbaren Kriteriums wird eine dreistufige Skala benutzt. Die Stufe "mässig" wird Brennstoffzyklen zugeteilt, bei welchen sensitive Materialien in reiner Form oder als reine chemische Verbindung (z.B.  $\text{PuO}_2$ ) separiert werden. Wenn die Separation nicht in dieser Form erfolgt oder alle Actiniden zusammenbleiben (z.B. elektrochemische Wiederaufarbeitung) wird das Proliferationsrisiko als gering eingestuft. Brennstoffzyklen ohne Wiederaufarbeitung weisen das kleinste Proliferationsrisiko auf.
- Die **kommerzielle Verfügbarkeit**, die bei den Rezyklierungsstrategien hauptsächlich von der Verfügbarkeit der Wiederaufarbeitungstechnik für einen bestimmten Brennstofftyp abhängt.

#### 4. Bewertung der Systeme

Die verschiedenen Konzepte wurden anhand der erwähnten Kriterien gemessen und bewertet. Diese Bewertung wird in Tabelle 4.1 zusammengefasst. Die Begründungen für die einzelnen Bewertungen werden nach Kriterien geordnet im Anhang C in Tabellen C.1.1 bis C.1.4, C.2.1 bis C.2.8, C.3.1 bis C.3.6, C.4.1 bis C.4.3 und C.5 wiedergegeben.

Die verschiedenen Brennstoffzyklen werden, wie erwähnt, in Tabelle 4.2 zusammenfassend bewertet. Für sie sind die Bewertungen eindeutig und selbsterklärend.

Tab. 4.1: Bewertung der untersuchten Konzepte (Begründung siehe Anlage c)

Bezeichnung Leistung Hersteller	EPR 1500 MWe NPI	AP600 600 MWe Westinghouse	PIUS 600 MWe ABB	MHTGR 400 MWe General Atomics	EFR 1500 MWe EFR Assoc.	IFR 3x480 MWe ANL	EA 675 MWe Studiengruppe Rubbia	Fusion 1000 MWe Prototyp ITER-Konsortium
<b>1. Betrieb</b>								
1.1 Grad an bewährter Technik/ anwendbare Betriebserfahrung, RJ	sehr hoch ~ 5000	hoch ~ 5000	gering tw. 5000 f. Komp.+Syst.	genügend ~300	genügend ~ 50	sehr gering ~ 50	z. Zt. nicht beurteilbar	praktisch keine -
1.2 Robustheit gegenüber Störungen	sehr hoch	wahrscheinlich sehr hoch	potentiell sehr hoch	potentiell sehr hoch	mit Aufwand hoch	z.Zt. nicht beurteilbar	potentiell hoch	z.Zt. nicht beurteilbar
1.3 Inspizier- und Reparierbarkeit	sehr hoch	sehr hoch	hoch	erschwert	erschwert	wahrsch. schwierig (WA)	wahrscheinl. schwierig	z.Zt. nicht beurteilbar
1.4 Strahlenbelastung, Man-Sv/ a, Aufwand zur deren Begrenzung	< 0.75 hoch	0.7 hoch	< 1.0 mittel	0.4 gering	0.2 gering	0.2 für Reaktor höher für WA	< 1.0 mittel	0.2-15 wahrscheinlich sehr hoch
<b>2. Schwere Störfälle</b>								
2.1 Häufig. v. Kernschäden (CDF) u. grosser Radioak.-freisetzung (LRF)(Ziel/Ausleg.)	CDF: < 10 <sup>-5</sup> / <10 <sup>-6</sup> LRF: < 10 <sup>-6</sup> / < 10 <sup>-7</sup>	CDF: 10 <sup>-5</sup> / 1.2·10 <sup>-6</sup> LRF: 10 <sup>-7</sup> / < 10 <sup>-7</sup>	CDF: - / <10 <sup>-7</sup> LRF: - / -	CDF: - LRF: - / < 10 <sup>-8</sup>	CDF: - / <10 <sup>-6</sup> LRF: - / < 10 <sup>-7</sup>	CDF: - / - LRF: < 10 <sup>-6</sup> / -	CDF: sehr klein LRF: sehr klein	CDF: nicht zutreffend LRF: - / < 10 <sup>-7</sup>
2.2 Ansatz zur Beherrschung schwerer Störfälle	Prävention/Mitigation ausgewogen: aktiv+passiv	mehr Prävention: passive NWA	stark präventiv: passive, inhärent sichere Abschaltung und NWA	stark präventiv: passive inhärent sichere Lei- stungsbegr. und NWA	mehr Prävention: passive und aktive Abschaltung und NWA	stark präventiv: passive, inhärent sichere Abschaltung und NWA	stark präventiv: passive, inhärent sichere Abschaltung und NWA	z.Zt. nicht bekannt
2.3 Empfindlichkeit* gegen RIA	gering	gering	extrem gering	sehr gering	wesentlich	mittlere	praktisch keine	nicht zutreffend
2.4 Empfindlichkeit* g. Kühlmittelverlust	bedeutend	bedeutend	gering	sehr gering	gering	gering	gering	sehr hoch
2.5 Empfindlichkeit* g. Ausfall AC-Versorgung	bedeutend	gering	sehr gering	gering	bedeutend	reduziert	sehr gering	keine
2.6 Bedeutung des Containments	hoch	sehr hoch	gering	mittel	hoch	hoch	gering?	hoch
2.7 Notfallplanung/langfristige Massnahmen	keine / sehr begrenzt	keine / sehr begrenzt	keine / sehr begrenzt	keine / sehr begrenzt	keine / sehr begrenzt	keine / sehr begrenzt	keine / sehr begrenzt	keine / sehr begrenzt
2.8 Nachweiskomplexität/Vertrauen	hoch / befriedigend	hoch / befriedigend	gering / befriedigend	gering / befriedigend	sehr hoch / ausreichend	hoch/z.Zt. nicht beurteilb.	z.Zt. nicht beurteilbar	z. Zt. nicht beurteilbar
<b>3. Stand der Entwicklung</b>								
3.1 Gegenwärtiger Bearbeitungsaufwand in PJ/a in Industrie, bzw. Forschungszentren	~ 250 ~ 250	~ 200 ~ 300	~ 0 ~20	~ 20 ~300	~ 30 ~300	~ 10 ~ 100	noch keine ~ 30-50	wenige? einige Tausend
3.2 Technischer Planungsstand	basic design, fertig 1997	im detailed design	im basic design, ruht	im basic design	im basic design, ruht	im basic design , ruht	in Konzeptphase	Auslegung im Gang
3.3 Genehmigungsaktivitäten	ja	NRC-FDA 1997	nein	nein	nein	nein	nein	nein
3.4 Ausstehende F&E-Arbeiten	wenige	wenige	einige	einige	einige	einige, viel mit WA	viele	sehr viele
3.5 Komponententests noch nötig?	nein	nein	vielleicht wenige	ja für GT	nein	nein für Reaktor	ja	ja
3.6 Prototyp / Demonstrationsanlage nötig?	nein	nein	mind. eins von beiden	eins von beiden	nein	eins von beiden	mind. eins von beiden	ja
<b>4. Relative Kosten</b>								
4.1a Invest.-Kosten** gem. Hersteller \$/KWe	EA 2100, MA 1600	1650	1575	1750	EA 2500; MA 2000	EA 2200; MA 1100	EA 2000; MA 1580	
4.1b Invest.-Kosten** Schätzung*** \$/KWe	+/- 10 %	+ 20 %	+ 20 - 30 %	+ 30 - 40 %	+ 20 - 30%	+ 40 - 50%	+ 30 - 40 %	
4.2 Anlageentsorgungskosten	Die Anlagen-Rückbaukosten sind hauptsächlich länderspezifisch und betragen 100 - 400 \$/Kwe. Die diskontierten Kosten sind 25 - 100 \$/Kwe zur Zeit der Betriebsaufnahme.							
4.3 Elektrizitätskosten	6 Rp/kWh	6 1/2 Rp/kWh	6 1/2 Rp/kWh	7 Rp/kWh	6 1/2 Rp/kWh	7 1/2 Rp/kWh	7 Rp/kWh	
<b>5. früheste Auftragsreife</b>	2000	2000	2010	2010	2005	2010	2015 - 2020	2050
<b>6. Brennstoffzyklus</b>	LWR-Brennstoff: once-through, MOX selbsterhaltend und 100%, Th-Zyklus			Graphitreaktor-Brennstoff	Brennstoff für schnelle Reaktoren: EFR, CAPRA, EA			D, T

\* Ist naturgesetzliche Folge der gewählten Kombination von Brennstoff, Moderator, Kühlmittel und Systemauslegung. Konzepte, die Empfindlichkeiten aufweisen, reduzieren diese durch systemtechnischen Aufwand, um die geforderte Anlagensicherheit (ausgedrückt z.B. durch CDF) zu erreichen.

\*\* ohne Kapitaldienst

\*\*\* Schätzung der Autoren dieser Studie; prozentuale Differenzen gegenüber der Basis 2000 \$/kW für Einzelanlage (EA), 1600 \$/kW für das zweite Block einer Mehrfachanlage (MA)

Tab. 4.2: Hauptmerkmale und Bewertung der wichtigsten Brennstoffzyklen

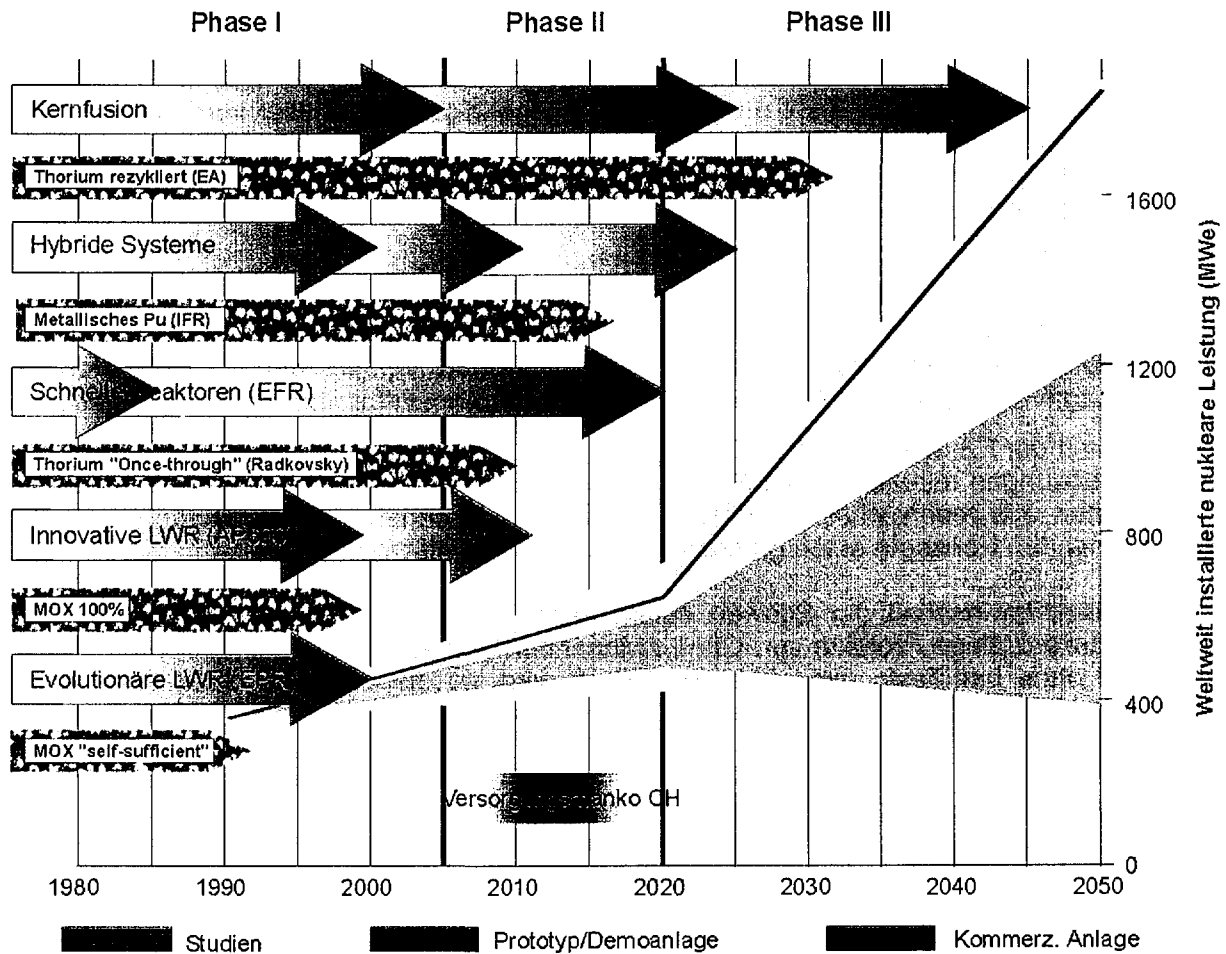
Brennstoffzyklus (im Reaktortyp)	thermische Reaktoren						schnelle Reaktoren		
	"once through" (LWR)	"self sufficient" (LWR)	100 % MOX (LWR)	Radkowski (LWR)	LEU (MHTGR)	Pu/Th (MHTGR)	U-Pu (EFR)	U-Pu (IFR)	Th-U (EA)
Brennstofftyp Brennstoffhülle	UO <sub>2</sub> Zircaloy	UO <sub>2</sub> + PuO <sub>2</sub> Zircaloy	UO <sub>2</sub> + PuO <sub>2</sub> Zircaloy	UO <sub>2</sub> + ThO <sub>2</sub> Zircaloy	PuO <sub>2</sub> "coated particle"	UO <sub>2</sub> + ThO <sub>2</sub> "coated particle"	AcO <sub>2</sub> Stahl	Ac-Zr Stahl	AcO <sub>2</sub> Stahl
Beiladung kg/GW <sub>e</sub> a	24000 <sup>238</sup> U 1000 <sup>235</sup> U	24000 <sup>238</sup> U 650 <sup>235</sup> U 400 Pu	24000 <sup>238</sup> U 1100 Pu	36000 Th 3200 <sup>238</sup> U 800 <sup>235</sup> U	4200 <sup>238</sup> U 520 <sup>235</sup> U	3300 <sup>238</sup> U 1000 Pu	8400 <sup>238</sup> U 1000 Pu	2900 <sup>238</sup> U 1900 <sup>235</sup> U	7300 <sup>232</sup> Th 730 <sup>233</sup> U
Uranbedarf U <sub>nat</sub> t/GW <sub>e</sub> a Thoriumbedarf t/GW <sub>e</sub> a	200 -	130 -	25 -	160 3.6	114 -	- 2.5	1 -	1 -	- 1
Nettoproduktion von spaltbarem Plutonium kg/GW <sub>e</sub> a Produktion von <sup>233</sup> U kg/GW <sub>e</sub> a	180 -	0 -	- 380 -	25 60	44 -	- 530 100	0 -	0 -	- 0
Wiederaufarbeitung	nein	ja	ja	nein	nein	ja	nasschemisch	elektrochem.	elektrochem.
Plutonium im Abfall kg/GW <sub>e</sub> a	200	60	200	25	44	200	9	0.3	0.003
Toxizität Sv/GW <sub>e</sub> a									
10 a	7.0E+9	2.0E+9	7.0E+9	9.0E+8	2.0E+9	7.0E+9	1.6E8	5.4E6	1.2E6
1000 a	2.0E+9	6.0E+8	2.0E+9	2.0E+8	4.0E+8	2.0E+9	3.9E7	1.3E6	4.8E3
1000000 a	2.0E+6	5.0E+5	2.0E+6	2.0E+5	3.0E+5	2.0E+6	3.4E4	1.1E3	1.2E2
Höhere Actiniden im Abfall kg/GW <sub>e</sub> a	15	27	80	5	7	80	44 <sup>a</sup>	1.5 <sup>a</sup>	1.7 <sup>a</sup>
Toxizität Sv/GW <sub>e</sub> a									
10 a	5.5E+8	1.0E+9	3.0E+9	1.4E+8	2.0E+8	3.0E+9	1.1E8	3.6E6	6.0E5
1000 a	1.8E+8	4.0E+8	1.0E+9	5.0E+8	1.0E+8	1.0E+9	7.0E6	2.0E5	3.0E4
1000000 a	6.0E+5	1.0E+6	3.0E+6	1.5E+5	3.0E+5	3.0E+6	3.0E4	1.0E3	6.0E3
Spaltprodukte im Abfall kg/GW <sub>e</sub> a	850	850	850	850	650	650	650	650	650
Toxizität Sv/GW <sub>e</sub> a									
10 a	3.5E+9	3.5E+9	3.5E+9	3.5E+9	2.6E+9	2.6E+9	2.6E+9	2.6E+9	2.6E+9
1000 a	1.5E+4	1.5E+4	1.5E+4	1.5E+4	1.1E+4	1.1E+4	1.1E+4	1.1E+4	1.1E+4
1000000 a	3.0E+3	3.0E+3	3.0E+3	3.0E+3	2.3E+3	2.3E+3	2.3E+3	2.3E+3	2.3E+3
Langzeittoxizität der Actiniden /Tox. 1 t U <sub>nat</sub> <sup>b</sup>	100	50	170	12	20	170	2	0.1	0.2
Neue Technik/Anlagen nötig	nein	nein	nein	z.T.	ja	ja	nein	ja	ja
Proliferationsrisiko	sehr gering	mässig	mässig	sehr gering	sehr gering	mässig	mässig	gering	gering
Kommerzielle Verfügbarkeit	jetzt	jetzt	2000	2005	2000	2005	jetzt	nach 2000	nach 2020

<sup>a</sup> Alle Actiniden mit Ausnahme des Plutoniums

<sup>b</sup> Radiotoxizität von 1 t U<sub>nat</sub> nach 1 Million Jahren = 3 x 10<sup>4</sup>Sv

## 5. Schlussfolgerungen

Der Entscheid über den Bau neuer Kernenergieanlagen in der Schweiz und der entsprechende Zeitrahmen werden durch die politische, wirtschaftliche und energiewirtschaftliche Situation im Lande und seinen unmittelbaren Nachbarn bestimmt. Welche Konzepte allerdings dann als Alternativen verfügbar sind, bestimmen die Entwicklungen ausserhalb der Schweiz. Fig. 5 fasst diese Situation zusammen:



**Fig. 5:** Prognostizierte Entwicklung des weltweiten Bedarfs an Kernenergie und "realistische" Entwicklungs-/Markteinführungszeiten fortgeschrittener Reaktorkonzepte und Brennstoffzyklen.

Die aktuelle Kernenergieszene wird durch die Leichtwasserreaktoren (LWR) dominiert. Die Konkurrenzsituation am Markt bzw. der Energieträger untereinander verschärft sich und staatliche Zuschüsse für die Kernenergieforschung werden weiter reduziert; daher konzentrieren sich die Hersteller auf wenige erfolversprechende Konzepte, die meist evolutionäre Entwicklungen erfolgreicher Linien darstellen. Daneben sind weiterhin - wenn auch mit geringem Aufwand - zahlreiche innovativere Entwicklungen im Gang bzw. immer noch aktuell, deren Marktreife aber, allein wegen der erfahrungsgemäss notwendigen Entwicklungs- und Implementierungszeiten, erst in mehr als 20 Jahren erwartet werden kann.

Folgende Hauptbeweggründe sind mit unterschiedlicher Intensität ausschlaggebend für die erläuterten Entwicklungen insgesamt:

1. Dem momentan herrschenden Verlangen der westlichen öffentlichen Meinung nach "mehr Sicherheit" bzw. nach "Risikofreiheit" begegnet die Nuklearindustrie mit Konzeptvorschlägen, die eine **Begrenzung auch der Folgen "schwerer hypothetischer Unfälle" auf die Anlagen** selbst erwarten lassen.
2. Die gegenüber kostengünstigen (fossilen) Alternativen in liberalisierten Strommärkten schwindende **Konkurrenzfähigkeit** der Kernenergie soll **mit vereinfachten Konzepten** - ohne Abstriche an die Sicherheit - wiederhergestellt werden.

In einer längerfristigen Perspektive bestimmen andersgelagerte Motive die heutigen Denk- und Entwicklungsansätze:

3. Die Idee einer globalen "nachhaltigen Entwicklung" lässt sich auf der Ebene der Energieversorgung aus heutiger Sicht nur mit einem ausgeklügelten Mix aller verfügbaren Energieträger unter besonderer Beachtung globaler Aspekte des Umweltschutzes (z.B. Treibhausgase) und der Ressourcenschonung umsetzen. Diesem Streben entspringen Konzepte mit **optimaler Nutzung des Energiegehaltes nuklearer Brennstoffe** (→ Rezyklierung, schnelle Reaktoren).
4. Aus der Sorge um eine extrem langandauernde Belastung künftiger Generationen durch heute verursachten (radioaktiven) Abfall sind Konzepte entstanden, die eine **Reduktion der Menge und der Langzeit-Toxizität** solcher **Abfälle** versprechen (→ Reduktion der Brennstoffverluste bei der Wiederaufarbeitung und Brennstofffabrikation, Transmutation).

Der IFR und der EA sind klassische Beispiele für Konzepte, die auf obigen Motivationen fusen und Lösungen mindestens für Probleme Nr. 1, 3 und 4 versprechen. Falls eine dieser Motivationen aus technischen oder gesellschaftlichen Gründen entfielen, würden auch die entsprechenden Konzepte einen grossen Teil ihrer Attraktivität verlieren.

Die Elektrizitätswirtschaft der Schweiz selbst zieht aus naheliegenden Gründen bewährte und konkurrenzfähige Projekte vor. Ohne zwingenden Grund (d.h. ohne staatliche Intervention) und ohne handfeste ökonomische Vorteile wird sie die aus ihrer Sicht erfolgreiche LWR-Linie und den heutigen Brennstoffzyklus kaum verlassen.

Kurz- bis mittelfristig wird daher höchstwahrscheinlich der heutige Kurs mit minimalen Zuwachsraten der installierten nuklearen Kapazität und einem weltweit stabil bleibenden Kernenergieanteil an der steigenden Stromerzeugung bestehen bleiben. Die Einführung neuartiger Konzepte wird unseres Erachtens dadurch erschwert. Die intensivere Nutzung nuklearer Brennstoffe mit neuartigen Zyklen kann wohl nur durch Verteuerung der fossilen Energieträger (auf natürlichem Weg durch Verknappung oder künstlich durch Pönalen) zwingenden Charakter erlangen und für die notwendigen hohen Investitionen Anreiz bieten.

Die in dieser Studie verglichenen Konzepte sind daher gestuft auf der Zeitachse zu betrachten. Die nächsten 10-15 Jahre bieten in Europa (ausser vielleicht in Frankreich) kaum Platz für ein anderes Konzept als für LWR mit evolutionär weiterentwickelter Systemtechnik oder (gegen Ende dieser Zeitperiode) stärkerer Nutzung passiver statt aktiver Systeme. Fortgeschrittenere Konzepte mit anderen Brennstoffzyklen als die heute praktizierten und mit noch gezielterer Nutzung passiver Systeme und vor allem inhärenter Sicherheitsmechanismen könnten sich bei Erfüllung der erwähnten externen Bedingungen eher noch später etablieren. Die Auswahl des Brennstoffzyklus und dessen Back-end wird die Wahl der Reaktorkonzepte entscheidend mitbestimmen, aber nicht zeitlich einschränken. Auch "exotische" Konzepte, wie der EA, werden dann in Konkurrenz stehen.

Alle untersuchten Konzepte (einschliesslich des EPR) berücksichtigen die angesprochenen gesteigerten Sicherheitsanforderungen und beziehen den Schutz gegen "schwere Unfälle" in die Auslegung mit ein, allerdings mit unterschiedlicher Rigorosität und andersgelagerten Denkansätzen (deterministisch/kausal - probabilistisch); zudem versuchen sie dies mit unterschiedlichen technischen Mitteln zu erreichen (inhärent sichere Mechanismen/passive Systeme - aktive Systeme). Auch fortgeschrittene bzw. neuartige Brennstoffzyklen mit besserer

Ressourcennutzung und Erleichterung bzw. Entschärfung der Endlagerproblematik können mit mehreren dieser Konzepte gekoppelt werden. Aussagen über andere Merkmale, wie z.B. die Wirtschaftlichkeit, können nur bei Konzepten zuverlässig formuliert werden, die ein fortgeschrittenes Entwicklungsstadium erreicht haben und sich an konkreten Anforderungen (z.B. EUR oder URD) orientieren.

Die Schweiz ohne eigene Hersteller und mit der bisher bewährten Strategie der Elektrizitätswirtschaft, nur anderswo bereits erfolgreich betriebene oder zumindest lizenzierte Reaktortypen im eigenen Land zu bauen, kann zu diesen Entwicklungen relativ wenig beitragen. Trotzdem bleibt die nukleare Energieforschung in diesem Feld aktiv und ist in Nischenbereichen erfolgreich bis führend. Dies verleiht den Fachleuten auch die zur Durchführung von Studien wie die vorliegende erforderliche Beurteilungs- und Bewertungsfähigkeit.

## 6. Referenzen

- [1] "Vorschau '95 auf die Elektrizitätsversorgung der Schweiz bis zum Jahr 2030", Verband Schweizerischer Elektrizitätswerke, September 1995.
- [2] "Results of a Comparison Study of Advanced Reactors" - A report by a Working Group of PINK PROGRAMME I, June 1991.
- [3] "Results of a Study of Innovative Reactors" - A report by a Working Group of PINK PROGRAMME, July 1993.
- [4] "Advanced Light Water Reactor - Utility Requirements Document", Vol. 1: ALWR Policy and Summary of Top-Tier Requirements, EPRI, March 1990, Palo Alto.
- [5] "Small and Medium Reactors - 2. Technical Supplement", NEA/OECD, 1991, Paris.
- [6] "Design and Development Status of Small and Medium Reactor Systems", IAEA-TECDOC-881, May 1996, Vienna
- [7] "European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants", Vol. 1: overall requirements, rev. A, March 1994.
- [8] Int. Conf. on "The EPR Project", November 1995, Strasbourg, Proceedings
- [9] "Burning of Weapon-Grade Plutonium in the Gas-Turbine Modular Helium Reactor (GT-MHR)", MINATOM/OKBM/RRC-KI, GA, Framatome, September 1996
- [10] "Global'95 - Int. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, Session on Accelerator Based Systems", September 1995, Versailles; Proceedings, pp. 465-504.
- [11] C. Rubbia et al. "Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier", CERN/AT/95-44(ET), Geneva, September 1995.
- [12] R. Fernández et al. "A Preliminary Estimate of the Economic Impact of the Energy Amplifier", CERN/LHC/96-01(EET), Geneva, February 1996
- [13] C. Rubbia, J.A. Rubio "A Tentative Programme Towards a Full Scale Energy Amplifier", CERN/LHC/96-11(EET), Geneva, July 1996
- [14] "JET Joint Undertaking - Annual Report 1994", EUR 16475-EN-C/EUR-JET-AR17, May 1995, Luxembourg
- [15] J. Raeder et al. "Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP)", EURFUBRU XII-217/95, June 1995, Brussels



- [16] W. Kröger "Kernenergie: Stand von Technik, Notwendigkeit und Akzeptanz, mögliche Entwicklungslinien", PSI-Bericht Nr. 127, September 1992, Villigen.
- [17] "The New Reactors", special section in "Nuclear News" (ANS), September 1992/Vol. 35/no. 12.
- [18] "Small and Medium Reactors - 1. Status and Prospects" - A Report by an Expert Group, NEA/OECD, 1991, Paris.
- [19] A. Radkovsky "The RTR - a new approach to utilization of thorium in LWRs", presentation at Paul Scherrer Institut, June 1996, Villigen.
- [20] P. Wydler, G. Youinou "A Physical Assessment of the Impact of Different Long-term Transmutation Strategies on the Radiological Risk", Global'95 - Int. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, September 1995, Versailles; Proceedings, pp. 1480-1487.
- [21] P. Wydler, et al. "Impact of Transmutation in the Radio-Toxicity and Long-term Risk of the Actinide Waste", PHYSOR'96 - Int. Conf. on the Physics of Reactors, September 1996, Mito, Proceedings, p. M-32
- [22] "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants", Safety Series No. 75, INSAG-3, IAEA, 1988, Vienna
- [23] "The Safety of Nuclear Power", Safety Series No. 75, INSAG-5, IAEA, 1992, Vienna
- [24] "Development of safety principles for the design of future nuclear power plants", IAEA-TECDOC-801, June 1995, Vienna
- [25] "Projected Costs of Generating Electricity", 1992 Update, Joint Report of OECD/NEA and the IEA, 1992, Paris
- [26] Th. Stambach et al. "Potential of Cyclotron Based Accelerators for Energy Production and Transmutation", Int. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, Las Vegas, July 1994
- [27] Th. Stambach et al. "The 0.9 MW Proton Beam at PSI and Studies on a 10 MW Cyclotron", 2<sup>nd</sup> Int. Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications, Kalmar, 1996
- [28] "Review of Design Approaches of Advanced Pressurized LWRs", IAEA-TECDOC-861, January 1996, Vienna
- [29] "Safety of Nuclear Installations: Future Direction - Proceedings of an International Workshop, Chicago, August 1989", IAEA-TECDOC-550, April 1990, Vienna
- [30] U. Peter, K. Ständer "Ist Kerntechnik in der Zukunft wettbewerbsfähig?", Energiewirtschaftliche Tagesfragen – Zeitschrift für Energiewirtschaft, Recht, Technik und Umwelt, Heft 4, 1995
- [31] "US Producer Price Index – Finished Goods", US DOC, 1989-1995
- [32] "Advanced Technologies for Water-Cooled Reactors - Summary Report", IAEA-TC-633.24, IWGATWR, Vienna, October 1995

## Anhang A: Der Energy Amplifier, Chancen und Probleme

### Grundsätzliches

Der von Carlo Rubbia vorgeschlagene Energy Amplifier (EA) nutzt wie andere Spaltreaktoren die Energie aus dem Kernspaltungsprozess, wobei grundsätzlich dieselben Spaltprodukte entstehen. Mit den Spaltprodukten sind zwei Hauptprobleme der Kernenergie verbunden, das *Nachwärmeabfuhr-* und das *Radiotoxizitätsproblem*<sup>5</sup>.

Das Nachwärmeabfuhrproblem wird durch die radioaktiven Zerfälle der bei der Spaltung entstehenden nicht stabilen Spaltprodukte verursacht. Diese bewirken, dass nach einer Unterbrechung der Kettenreaktion noch während längerer Zeit eine bedeutende Wärmemenge entsteht, die sicher abgeführt werden muss. Die Radiotoxizität der Spaltprodukte und Actiniden im bestrahlten Brennstoff beeinflusst das Risiko der Anlage im Betrieb sowie das Langzeitrisiko des Endlagers für die radioaktiven Abfälle.

### Hauptmerkmale des Energy Amplifier

Hauptmerkmale des EA in der heute vorgeschlagenen Form sind (s. auch Beilage 1):

- Das schnelle Neutronenspektrum;
- die Flüssigmetallkühlung mit Blei;
- ein Kühlkreislauf, der mit reiner Naturzirkulation arbeitet;
- verschiedene passive Sicherheitssysteme;
- ein Brennstoff auf der Basis von Thorium.

Aufgrund der ersten zwei Merkmale gehört der EA der Klasse der *flüssigmetallgekühlten schnellen Reaktoren* an. Im Unterschied zu "normalen" flüssigmetallgekühlten Reaktoren wie dem Superphénix wird der EA in einem *unterkritischen* Zustand<sup>6</sup> betrieben. Es ist deshalb eine äussere Neutronenquelle erforderlich, die in diesem Fall von einem Protonenbeschleuniger getrieben wird<sup>7</sup>.

Im Prinzip können alle Reaktorsysteme unterkritisch betrieben werden. Da sie eine äussere Neutronenquelle benötigen, werden sie als *Hybridsysteme* bezeichnet. Als äussere Neutronenquelle kommt neben einer Spallationsneutronenquelle auch eine Fusionsneutronenquelle in Frage.

Der Energy Amplifier zeichnet sich dadurch aus, dass hinsichtlich aller obiger Merkmale unkonventionelle, in der herkömmlichen Kerntechnik zum Teil nicht als aussichtsreich betrachtete (z. B. Bleikühlung) oder erst für die fernere Zukunft vorgesehene Wege (z. B. Thoriumzyklus) beschritten werden. Für eine Bewertung des EA ist es notwendig, die einzelnen Merkmale getrennt zu betrachten.

### Das schnelle Neutronenspektrum

Da der EA als langfristig nutzbare Energiequelle mit geringer Radiotoxizitätsproduktion konzipiert ist, muss er mit schnellen Neutronen betrieben werden, welche für den Brutprozess (Umwandlung von <sup>232</sup>Th in spaltbares <sup>233</sup>U) notwendig sind und die "Verbrennung" von radio-toxischen Transuranen, die sonst als Abfall anfallen, ermöglichen. Damit hat er jedoch wie

<sup>5</sup> Die schweren Elemente des Brennstoffs (Actiniden) tragen ebenfalls zum Radiotoxizitätsproblem bei.

<sup>6</sup> Die Kettenreaktion im Reaktorkern ist nicht selbsterhaltend.

<sup>7</sup> Durch die Wechselwirkung von hochenergetischen Protonen mit den Kernen eines "Targets" entstehen sogenannte "Spallationsneutronen".

alle "schnellen" Reaktoren den Nachteil, dass sich sein Reaktorkern nicht im reaktivsten Zustand befindet. Das bedeutet, dass unfallbedingte Materialverschiebungen im Reaktorkern zu einer unzulässigen Leistungserhöhung (Leistungsexkursion) führen können. Durch den unterkritischen Zustand sowie aktive und passive Sicherheitsmassnahmen wird dieser Tendenz entgegengewirkt, womit ein solches Ereignis sehr unwahrscheinlich wird, aber nicht deterministisch ausgeschlossen werden kann. Der EA zeichnet sich dadurch aus, dass seine Sicherheit bezüglich einer Leistungsexkursion weitgehend auf "inhärenten" Eigenschaften beruht (weiteres dazu siehe Abschnitt "Unterkritischer Zustand").

## **Bleikühlung**

Die Bleikühlung wurde schon in der Frühzeit der Kernenergieentwicklung als Alternative zur Natriumkühlung betrachtet und in der Zwischenzeit vor allem in der früheren Sowjetunion weiterverfolgt. Technisch stellt sie ebenso hohe Anforderungen wie die Natriumkühlung.

Sicherheitstechnische Vorteile des Bleis gegenüber dem Natrium sind der höhere Siedepunkt und die geringere Reaktionsfähigkeit mit der Luft. Ein immer wieder diskutierter "neutronischer" Vorteil von bleigekühlten Reaktorkernen, der allerdings beim EA nicht so entscheidend ist wie bei anderen schnellen Reaktoren, ist der reduzierte positive Reaktivitätseffekt bei einem Kühlmittelverlust<sup>8</sup> (sogenannter Voideffekt).

Nachteilig bei der Bleikühlung sind der hohe statische Druck wegen des hohen spezifischen Gewichtes des Kühlmittels sowie die beschränkte Verträglichkeit des flüssigen Bleis mit dem Strukturmaterial. Das Korrosionsproblem bei bleigekühlten Reaktoren ist heute noch ungeklärt und erfordert unter Umständen Einschränkungen im Temperaturbereich des Kühlmittels, die mit der Naturkonvektionskühlung des EA nicht kompatibel sind<sup>9</sup>. Wegen der stark eingeschränkten Inspektionsfähigkeit von flüssigmetallgekühlten Systemen<sup>10</sup> können sich Korrosionsprobleme zu schwierigen Sicherheitsproblemen entwickeln. Betrieblich nachteilig ist die hohe Schmelztemperatur des Bleis, die auch im abgeschalteten Reaktor nie unterschritten werden darf.

Durch den unterschiedlichen Entwicklungsstand wird eine Gewichtung der Vor- und Nachteile der Natrium- und der Bleitechnologie erschwert. Möglicherweise ist das letzte Wort in der Flüssigmetallkühlung von Reaktoren noch nicht gesprochen. Die Entwicklung der Bleitechnologie würde jedoch bedeutende Investitionen erfordern, ohne dass eine Gewissheit für einen echten Fortschritt in der Reaktortechnologie besteht.

## **Kühlkreislauf mit Naturzirkulation**

Der Primärkreislauf des EA arbeitet mit reiner Naturzirkulation. Damit erspart man sich die Kühlmittelpumpen und stellt eine rein passive Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern sicher. Wegen der grossen Masse des Kühlmittels (10'000 t) reagiert der Primärkreislauf auf Störungen in der Wärmeproduktion resp. Wärmeabfuhr sehr träge.

Der Preis für diese Vorteile ist ein 30 m hohes Reaktorgefäss, das unter einem statischen Druck von mehr als 30 bar steht. Damit kann ein wichtiger Vorteil der Flüssigmetallkühlung, die praktische Drucklosigkeit des Systems, im Sicherheitskonzept nicht ausgeschöpft werden. Die thermohydraulische Stabilität des Primärkreislaufs bei Transienten muss bewiesen werden. Im weiteren bedingt die Naturzirkulation eine relativ hohe Aufheizspanne (200 °C) des Kühlmittels im Reaktorkern, was materialtechnische Probleme verursachen könnte. Schliesslich hat das hohe Reaktorgefäss auch wirtschaftliche Auswirkung: Falls die Repara-

---

<sup>8</sup> Dies gilt beim Vergleich von natrium- und bleigekühlten Reaktorkernen mit gleichen Abmessungen, jedoch nur, solange diese nicht zu gross sind.

<sup>9</sup> Die Naturkonvektion verlangt für den Antrieb eine grosse Temperaturdifferenz im Kühlmittel.

<sup>10</sup> Flüssigmetalle sind nicht transparent.

turfähigkeit des Primärkreislaufs gewährleistet sein soll, benötigt man ein entsprechend hohes Reaktorgebäude.

Durch die reine Naturzirkulation im Primärkreislauf kann der EA gewisse Transienten mit vollständigem Abschaltversagen – z.B. die gefürchtete Transiente "loss-of-flow without scram" – besser beherrschen als andere Reaktoren mit Flüssigmetallkühlung. Die daraus resultierenden Unfälle haben aber meist nur einen geringen Anteil am "Restrisiko". Als ebenso wichtig wie die sichere Abschaltung eines schnellen Reaktors wird die sichere Nachwärmeabfuhr erachtet. Alle modernen Reaktoren mit Flüssigmetallkühlung sehen deshalb eine Nachwärmeabfuhr mit Naturzirkulation vor. Dies erfordert jedoch kein besonders hohes Reaktorgefäß, so dass der Vorteil der relativen Kompaktheit von Reaktorkernen mit Flüssigmetallkühlung konstruktiv ausgenutzt werden kann.

### **Passive Sicherheitssysteme**

Der EA ist reich mit passiven Sicherheitssystemen ausgerüstet. Diese beruhen zum Teil auf Konzepten aus der ALMR<sup>11</sup> - Entwicklung und zum Teil auf unabhängigen Ideen.

Zuerst ist festzuhalten, dass der EA keine Kontrollstäbe besitzt<sup>12</sup>, womit die Gefahr eines unkontrollierten Stabausfahrens konzeptuell eliminiert ist. Trotzdem sind drei unabhängige und völlig diversitäre Abschaltssysteme vorgesehen (normale mechanisch getriebene Absorber, gravitationsgetriebene Kugelabsorber sowie durch die thermische Ausdehnung des überhitzten Bleis ausgelöste Absorber). Es ist offensichtlich, dass der EA damit unempfindlich gegen reaktivitätsinduzierte Transienten ist und eine sehr hohe Abschaltsicherheit aufweist.

Für die Nachwärmeabfuhr wird das sogenannte RVACS-System des ALMR übernommen. Dieses wird bei einer Überhitzung des Bleis ohne menschlichen Eingriff dadurch aktiviert, dass expandierendes Blei in den Ringraum zwischen Reaktor- und Sicherheitsgefäß fließt und dort eine thermische Brücke bildet, über welche die Nachwärme direkt an einen natürlich zirkulierenden Luftstrom abgegeben werden kann.

### **Thoriumbrennstoff**

Das Thorium stellt weltweit eine mindestens so grosse Energiereserve wie das Uran dar. Länder, die über grosse Thorium-, jedoch keine Uranvorräte verfügen, waren deshalb schon immer an der Erschließung des Thorium-<sup>233</sup>U-Brennstoffzyklus (kurz Thoriumzyklus) interessiert. Da Thorium nicht direkt spaltbar ist und in der Natur nur das Spaltmaterial <sup>235</sup>U existiert, war die vorrangige Entwicklung des Uran-Plutonium-Brennstoffzyklus vorgezeichnet. Als Folge einer Fehleinschätzung betreffend die Dringlichkeit des Einsatzes von Brutreaktoren sind beträchtliche Vorräte des künstlichen Spaltmaterials Plutonium entstanden, die für die "Inbetriebsetzung" des Thoriumzyklus sinnvoll eingesetzt werden könnten. Dies könnte mit dem EA, aber auch mit anderen, konventionelleren Systemen erfolgen. Es stellt sich nun die Frage, ob der Thoriumzyklus Vorteile hat, welche die hohen, mit seiner Entwicklung verbundenen Kosten rechtfertigen.

Betreffend die Proliferationsaspekte der verschiedenen Brennstoffzyklen wurde von 1977 bis 1979 im Rahmen der IAEO eine grosse Studie<sup>13</sup> durchgeführt, deren Ergebnisse auch heute noch gültig sind. Diese zeigen, dass es zwischen dem Uran-Plutonium- und dem Thoriumzyklus zwar graduelle Unterschiede gibt, die grundsätzlichen Probleme durch einen Wechsel des Brennstoffzyklus jedoch nicht gelöst werden können. Um das Proliferationsproblem im

<sup>11</sup> Der ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor) ist ein Bestandteil des amerikanischen "Integral Fast Reactor"-Konzepts.

<sup>12</sup> Der Neutronenmultiplikationsfaktor des unterkritischen Systems wird mit einer dynamischen Methode "on-line" gemessen.

<sup>13</sup> International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, IAEA, Vienna, 1980

Griff zu behalten, bietet sich neben den internationalen Abkommen und Kontrollen als technische Massnahme die Minimierung der Mengen und Transporte der sich im Umlauf befindenden Spaltmaterialien an. Die Spaltmaterialmengen sind bei den beiden Brennstoffzyklen vergleichbar. Beim EA ist eine Abzweigung von Spaltmaterial dadurch erschwert, dass der Brennstoff 5 Jahre lang im geschlossenen Reaktor bleibt.

Ein oft erwähnter Vorteil des Thoriumzyklus ist der geringe Aufbau von Transuranen. Dabei wird aber manchmal vergessen, dass die Spaltprodukte in den beiden Zyklen praktisch identisch sind und die im Thoriumzyklus entstehenden Isotope  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$  und  $^{231}\text{Th}$  ebenfalls radiotoxische Zerfallsprodukte haben. Genauere Analysen (s. Beilage 2) zeigen, dass die Brennstofftoxizität in den beiden Brennstoffzyklen nicht so verschieden ist, wie man erwarten könnte, und der Thoriumbrennstoff das Risiko eines Endlagers sogar erhöht<sup>14</sup>. Weitere Studien sind nötig, um diese Ergebnisse zu erhärten. Es ist jedoch schon heute klar, dass durch die Einführung des Thoriumzyklus kein Quantensprung in Richtung einer "sauberen" Kernenergie zu erwarten ist.

### Äussere Neutronenquelle

Ein kritisches System mit dem Neutronenmultiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}} = 1$  reagiert auf eine Reaktivitätszufuhr mit einem exponentiellen Leistungsanstieg. Überschreitet man eine durch den Anteil der verzögerten Neutronen vorgegebene Reaktivitätsmarge, die einer  $k_{\text{eff}}$ -Änderung im Promillebereich entspricht, so erfolgt dieser Anstieg sehr schnell und führt zu einer Leistungsexkursion. Im unterkritischen System ist die massgebende Reaktivitätsmarge grösser, und die Leistung hängt linear und nicht exponentiell von der externen Quelle ab. Es stellt sich nun die Frage, wie unterkritisch das System gemacht werden soll und wieviel Sicherheit damit gewonnen werden kann.

Es zeigt sich, dass aus Gründen der Energiebilanz ein  $k_{\text{eff}}$ -Wert von  $\approx 0.95$  nicht unterschritten werden kann. Erste transiente Analysen<sup>15</sup> lassen aber bereits ein  $k_{\text{eff}}$  von 0.99 als wirkungsvoll erscheinen. Mit einem Wert von 0.98 befindet sich der EA hinsichtlich des  $k_{\text{eff}}$  im oberen Mittelfeld. Um die zusätzliche Sicherheit genauer zu quantifizieren, müssen weitere transiente Analysen durchgeführt werden.

Das EA-Konzept bedingt, dass der Neutronenmultiplikationsfaktor während der gesamten Standzeit des Reaktorkerns trotz der zunehmenden Spaltproduktvergiftung auf dem Wert von  $\approx 0.98$  gehalten werden kann. Um diesen für das Konzept zentralen Punkt zu überprüfen, werden gegenwärtig im Rahmen der IAEO internationale Benchmarkrechnungen durchgeführt.

Der Neutronenmultiplikationsfaktor bestimmt die Stärke der äusseren Neutronenquelle. Konzeptstudien des PSI [26, 27] haben bestätigt, dass der für die Erzeugung der äusseren Neutronen benötigte Protonenbeschleuniger machbar ist.

Neben dem oben erwähnten Vorteil dürfen die Nachteile von Hybridsystemen sowie die materialtechnischen Probleme im Targetbereich nicht vergessen werden. Solche Nachteile ergeben sich aus der grösseren Komplexität des Systems, der Notwendigkeit eines zusätzlichen Containmentabschlusses für den Protonenstrahl und der Reduktion des Gesamtwirkungsgrades<sup>16</sup>, die zu mehr radioaktiven Abfällen und einer stärkeren thermischen Belastung der Atmosphäre führt.

---

<sup>14</sup> Laufende Studie von P. Wydler und E. Curti, PSI.

<sup>15</sup> Verschiedene Arbeiten von H. Rief, JRC/ISPRA, und H. Takahashi, BNL.

<sup>16</sup> Ein Teil der erzeugten elektrischen Energie wird für den Beschleuniger verbraucht.

## Äussere Einwirkungen

Moderne Anlagen müssen einen guten Schutz gegen äussere Einwirkungen aufweisen. Der EA besitzt zwar ein Containment, dieses ist jedoch nicht für einen Flugzeugabsturz ausgelegt. Hinsichtlich der Seismik ist zu sagen, dass das schwere und hohe Reaktorgefäss ziemlich ungünstig ist. Zur Beherrschung von Erdbeben sind seismische Isolatoren vorgesehen, es gibt jedoch keine seismische Analyse, welche die Wirksamkeit dieser Isolatoren bestätigt.

Da der EA vermutlich eine sehr tiefe Eintrittswahrscheinlichkeit für eine Kernbeschädigung durch interne Auslöser aufweist, sollte für die seismische Auslegung auch ein entsprechend starkes Sicherheitserdbeben zugrunde gelegt werden. Die vorgesehene Auslegung nach amerikanischer Norm<sup>17</sup> entspricht einer Erdbebenintensität von  $\approx 8.5$  auf der MSK-Skala. Im schweizerischen Mittelland beträgt die komplementäre Wahrscheinlichkeit dafür immerhin etwa  $2 \times 10^{-5}$  pro Jahr<sup>18</sup>. Es muss hier erwähnt werden, dass die komplementäre Wahrscheinlichkeit eines Erdbebens nicht sehr stark von der Erdbebenintensität abhängt: Eine Reduktion der Wahrscheinlichkeit um einen Faktor 10 entspricht einer zusätzlichen Stufe auf der MSK-Skala oder einem Faktor 2 in der Beschleunigung.

## Fazit

Der EA zeichnet sich durch die Kombination vieler ungewöhnlicher und in der bisherigen Kerntechnik nicht grossmassstäblich erprobter Auslegungsoptionen aus. Wie andere Kernspaltreaktoren ist er mit den Problemen der Nachwärme und der Radiotoxizität des Brennstoffs behaftet. Der EA stellt deshalb *keine völlig neuartige Energiequelle* dar, und vom Thoriumzyklus ist *kein Quantensprung in Richtung einer "sauberen" Kernenergie* zu erwarten.

Im Vergleich zu herkömmlichen Reaktoren hat der EA viele Vor-, aber auch einige Nachteile, deren quantitative Beurteilung noch einige Zeit erfordert. Wegen den vielen passiven Sicherheitssystemen und inhärenten Sicherheitseigenschaften ist die *Wahrscheinlichkeit einer Kernbeschädigung durch interne Auslöser vermutlich äusserst gering*. Weniger wirksam dürfte jedoch der Schutz der Anlage vor äusseren Einwirkungen sein. Entsprechend dem frühen Stand der Entwicklung fehlen belastbare Sicherheitsanalysen.

Der EA befindet sich im Stadium der Konzeptstudie. Seine Entwicklung zu einer kommerziellen Anlage dürfte ein *breit angelegtes F&E-Programm* erfordern. Zu beantwortende Fragen betreffen die Bleitechnologie (Korrosion), die Stabilität von Naturzirkulationsströmungen in hohen Gefässen, die Neutronik von unterkritischen Reaktorkernen, die Kopplung von Beschleuniger und Reaktorkern (materialtechnische Aspekte) und den Thoriumbrennstoff (Thoriumgewinnung, Brennstoffherstellung, Wiederaufarbeitung, Entsorgung sowie Daten für die reaktorphysikalischen Berechnungen).

Aufgrund der Erfahrungen mit konventionellen Reaktoren, insbesondere schnellen Reaktoren, ist mit einer bedeutenden Entwicklungszeit zu rechnen. Die Studiengruppe Rubbia hat erste Kostenschätzungen gemacht und schliesst daraus, dass der EA wirtschaftlich ist. Dies ist heute jedoch schwierig zu beweisen, und es muss mit grossen Unsicherheiten gerechnet werden. Das Entwicklungszeit- und Wirtschaftlichkeitsproblem wird allerdings insofern relativiert, als der EA *eher als eine Alternative zum schnellen Brüter als zum Leichtwasserreaktor* zu betrachten ist.

Schliesslich ist zu bedenken, dass es heute *noch andere Konzepte für Hybridreaktoren* gibt, die sich besser in die herkömmliche Kerntechnik einfügen als der EA. So könnten unterkritische schnelle Reaktoren für die "sichere" Verbrennung von höheren Actiniden eingesetzt werden, wobei nur ein kleiner Teil der herkömmlichen Reaktoren durch Hybridreaktoren ersetzt werden müsste. Entsprechende Hybridreaktoren liessen sich mit teilweise erprobter

<sup>17</sup> Es wird angenommen, dass die seismische Auslegung dem US AEC Regulatory Guide 1.60 genügt.

<sup>18</sup> Basis: Studie von Sägesser/Mayer-Rosa über die Erdbebengefährdung in der Schweiz.

Technologie (z.B. Natriumkühlung) ausrüsten und könnten deshalb mit einem verhältnismäßig bescheidenen Aufwand entwickelt werden.

Die Initiative von Carlo Rubbia hat nach einer langen Zeit der Stagnation *neue Bewegung* in die kerntechnische Szene gebracht. Im Hinblick auf das enorme Potential des Urans und des Thoriums für die Energieversorgung ist es angezeigt, sich mit dieser Initiative im positiven Sinn auseinanderzusetzen und gewisse Optionen nochmals zu evaluieren.

*P. Wydler*

**Beilage 1: Spezifikationen des Energy Amplifiers**  
(Zahlen gemäss [11])

<p><b>Reaktoreigenschaften</b></p> <p>Reaktortyp Elektrische Leistung pro Einheit (MWe) Thermische Leistung pro Einheit (MWth) Kühlmittel Moderator Mittlere Leistungsdichte<sup>1</sup> (W/g) Kühlmitteldruck (bar) Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme Brennstofftemperaturkoeffizient (°C<sup>-1</sup>) Moderatortemperaturkoeffizient (°C<sup>-1</sup>) Moderatordichtekoeffizient (m<sup>3</sup>/kg)</p>	<p>bleigekühlter schneller Hybridreaktor</p> <p>625 1500 flüssiges Blei (flüssiges Blei) 55 30 3 (passiv) <math>-1.38 \times 10^{-5}</math> <math>-1.37 \times 10^{-6}</math> <math>9.68 \times 10^{-7}</math></p>
<p><b>Brennstoffkreislauf</b></p> <p>Brennstofftyp (Brut-/Spaltmaterial) Kerninventar<sup>1</sup> (t) Standzeit des Kerns (a) Mittlerer Abbrand (GWd/t) Brennstoffverluste bei WA (kg/a) Radiotoxizität der Abfälle<sup>2</sup> (Sv/Mol) nach 1000 a nach 1000000 a Massnahmen zur Nichtproliferation Verfügbarkeit von Ressourcen</p>	<p>geschlossen</p> <p>Oxid (<sup>232</sup>Th/<sup>233</sup>U)</p> <p>27.3 5 100 0.5 4800 720 Brennstoffwechsel nur alle 5 a praktisch unbeschränkt</p>
<p><b>Sicherheit</b></p> <p>Potential für Leistungsexkursionen Potential für Versagen der Wärmeabfuhr</p>	<p>sehr klein sehr klein</p>
<p><b>Entwicklung</b></p> <p>Projektleiter Stand der Entwicklung</p>	<p>Carlo Rubbia Konzeptstudie</p>
<p><b>Realisierungsmöglichkeiten</b></p> <p>Kosten Technologie</p>	<p>gemäss Projektteam wirtschaftlich kaum geprüft</p>

<sup>1</sup> bezogen auf Oxid-Brennstoff

<sup>2</sup> Actiniden, nach mehrmaligem Rezyklieren im Gleichgewichtszustand (PSI-Rechnungen)



## Beilage 2: Radiotoxizität des Brennstoffs und Langzeitrisiko des Endlagers

Der Energy Amplifier ist ein System für die langfristige Nutzung der Kernenergie. Das bedeutet, dass der Brennstoff wiederaufgearbeitet und rezykliert werden muss. Nach ca. 50 Jahren stellt sich dabei ein Gleichgewicht in der Zusammensetzung des Brennstoffs ein, das berechnet werden kann. Unter der Annahme, dass die Wiederaufarbeitungs- und Brennstoffabrikationsverluste beim Thorium- und Uranbrennstoff dieselben sind, ergibt sich gemäss nicht veröffentlichten Rechnungen des PSI für die Radiotoxizität der Abfälle folgendes Bild:

Zeit (a)	10 <sup>1</sup>	10 <sup>2</sup>	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>
Uran <sup>1</sup> (Sv/kg)	5.2×10 <sup>6</sup>	2.9×10 <sup>6</sup>	8.8×10 <sup>5</sup>	3.2×10 <sup>5</sup>	1.6×10 <sup>4</sup>	1.2×10 <sup>3</sup>	1.4×10 <sup>2</sup>
Uran/Thorium <sup>2</sup>	5.1	6.0	43.6	7.9	0.3	0.4	13.4

<sup>1</sup> Radiotoxizität der Actiniden im Uranbrennstoff

<sup>2</sup> Radiotoxizitätsverhältnis Uranbrennstoff : Thoriumbrennstoff

Es zeigt sich, dass die Unterschiede zwischen den Brennstoffzyklen nicht so gross sind, wie man erwarten könnte, und dass Uran im Zeitbereich von 100'000 bis 1 Mio. Jahre sogar günstiger abschneidet.

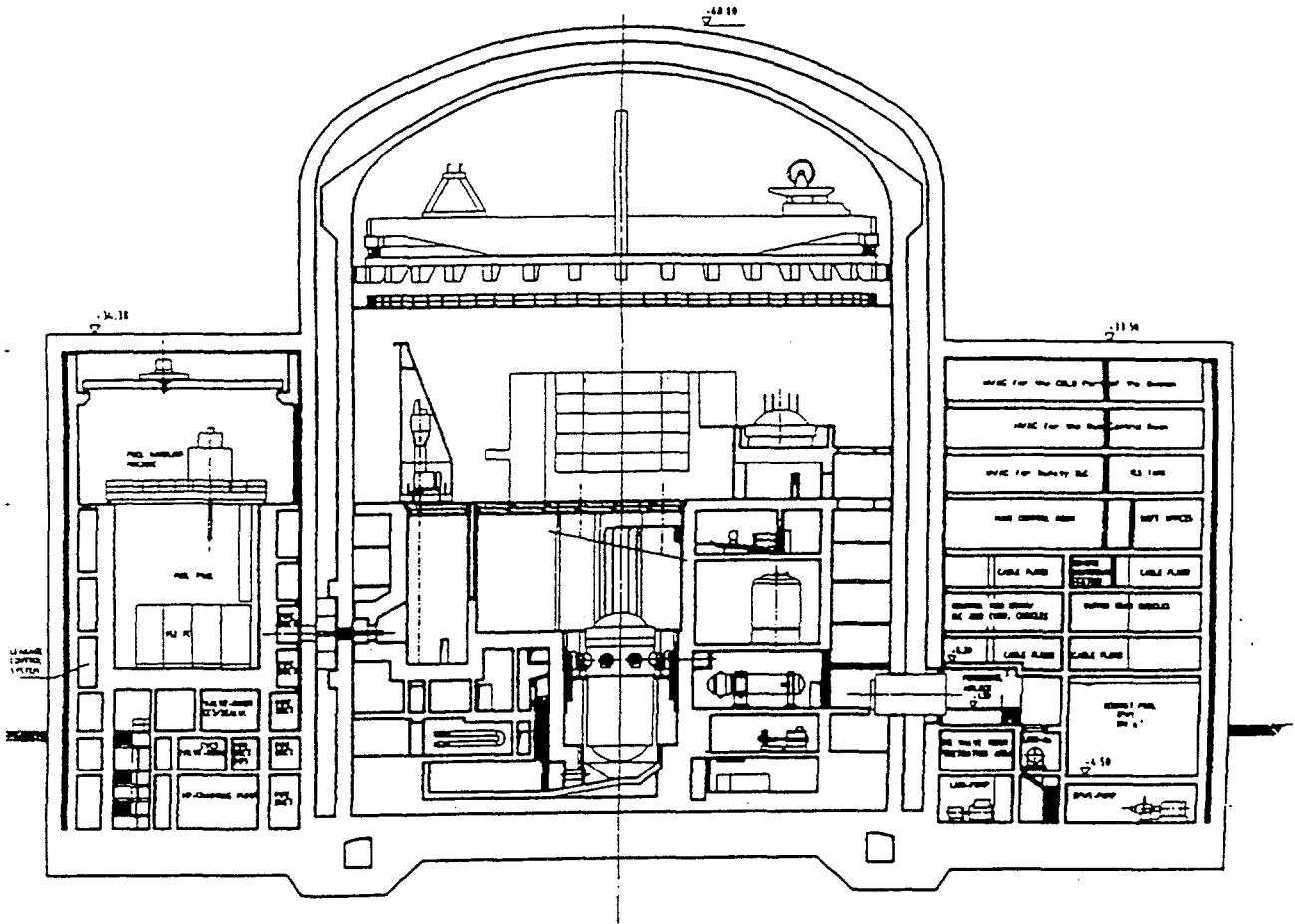
Für die Abschätzung des Endlagerrisikos wurde eine "Nahfeldrechnung" mit den in der NAGRA-Analyse "Kristallin-I" (NAGRA NTB 93-22) verwendeten Modellen und Parametern durchgeführt. Die berechneten jährlichen Individualdosen bei direkter Freisetzung aus dem Nahfeld betragen:

	Dosismaximum <sup>1</sup>	Zeitpunkt (a)
Uran-Plutonium-Zyklus	3.3	2.5×10 <sup>5</sup>
Thorium- <sup>233</sup> U-Zyklus	22.9	3.2×10 <sup>5</sup>

<sup>1</sup> relativ zum Dosismaximum bei einer Actinidenzusammensetzung vom Typ "Kristallin-I"

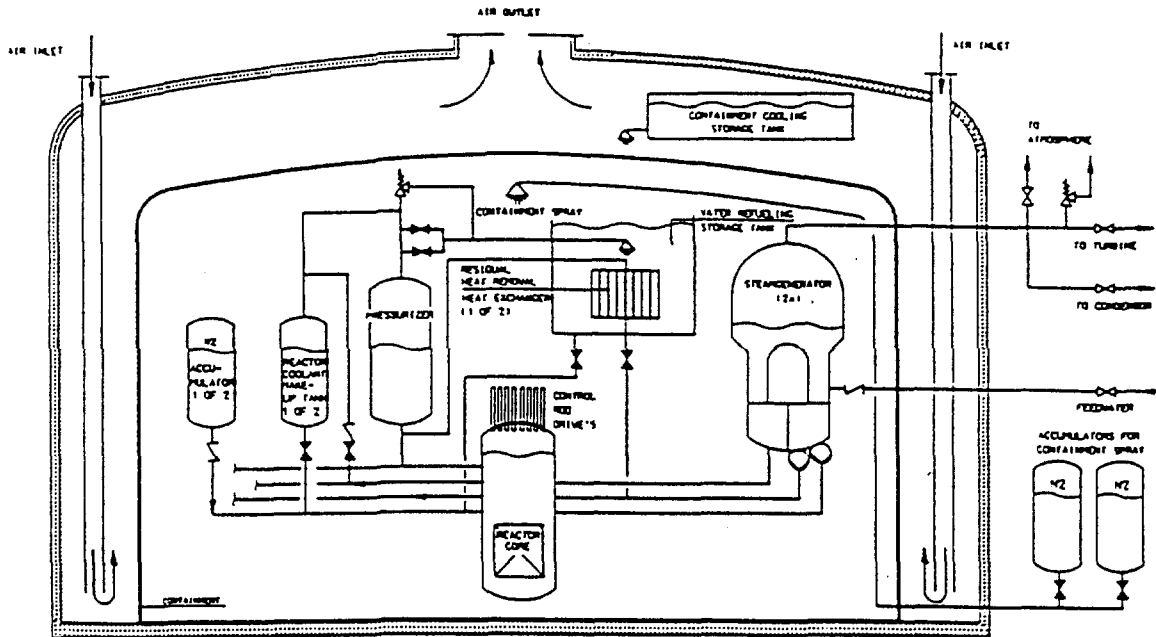
Die Dosen werden in beiden Fällen durch das <sup>226</sup>Ra dominiert. Der verantwortliche Vorläufer ist das <sup>234</sup>U. Dieses Ergebnis bedeutet, dass das Thorium die Endlagerproblematik nicht entschärfen kann. Eine Verbesserung wäre nur möglich, wenn die Brennstoffverluste im Thoriumzyklus grundsätzlich kleiner als im Uran-Plutoniumzyklus gehalten werden könnten. Nach dem heutigen Kenntnisstand ist das aber nicht zu erwarten.

## Anhang B: Technische Merkmale der untersuchten Konzepte



Name / Ausleger: EPR / NPI

Reaktortyp	Druckwasserreaktor
Leistung, MWt/MWe	4250 / 1450
Kühlmittel / Moderator	Wasser / Wasser
Kerneintritts- / -austrittstemperatur, °C	291 / 325
Kühlmitteldruck, MPa	15.5
Kühlmittelumlauf	mit Pumpen
Zwischenkreislauf, ja/nein	nein
Volumen des Primärsystems, m <sup>3</sup>	277
Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme	2
Mittlere Leistungsdichte, KW/l	107
Mittlere Längenleistung W/cm	180
Containment	ja: doppelwandig (zwei Betonzyl., einer Spannbeton)



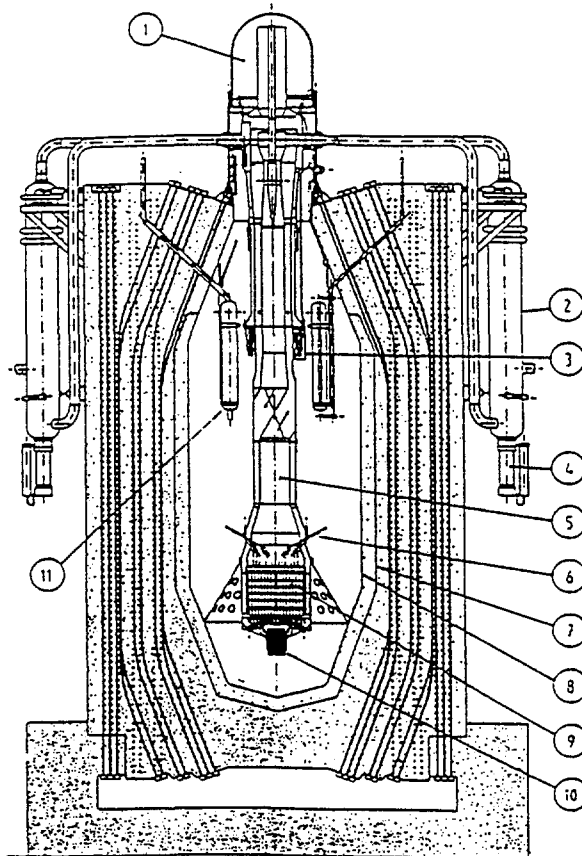
AP600 Primary-, Heat Removal-, and Safety Systems

Name / Ausleger: AP600 / Westinghouse

Reaktortyp	Druckwasserreaktor
Leistung, MWt/MWe	1940 / 600
Kühlmittel / Moderator	Wasser / Wasser
Kerneintritts- / -austrittstemperatur, °C	276 / 312
Kühlmitteldruck, MPa	15.4
Kühlmittelumlauf	mit Pumpen
Zwischenkreislauf, ja/nein	nein
Volumen des Primärsystems, m <sup>3</sup>	175
Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme	2
Mittlere Leistungsdichte, kW/l	79
Mittlere Längenleistung W/cm	130
Containment	Stahl und Betongebäude

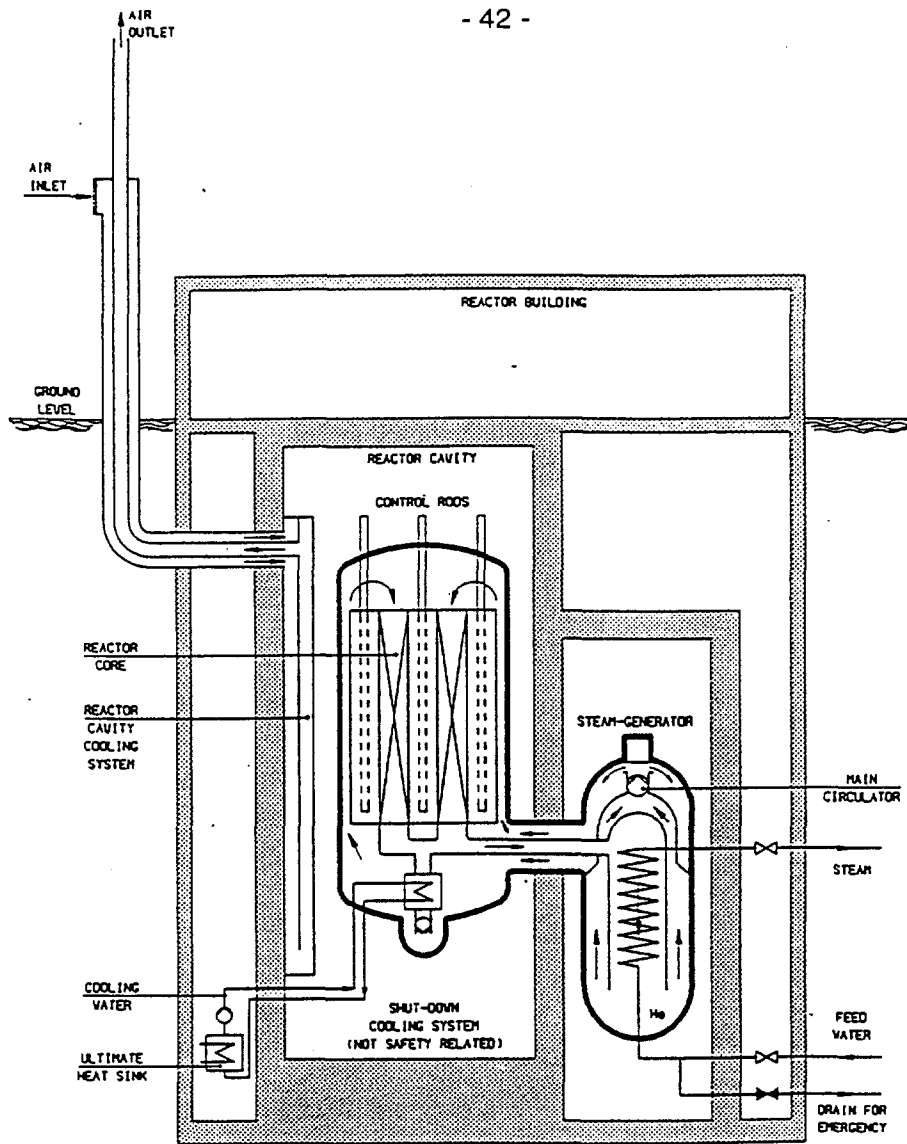
### Main features of NSSS

- |                             |   |
|-----------------------------|---|
| 1. Pressurizer steam volume | 7. Embedded steel membrane  |
| 2. Steam generator (4)      | 8. Pool liner   |
| 3. Upper density lock       | 9. Core   |
| 4. Main coolant pump (4)    | 10. Lower density lock  |
| 5. Riser                    | 11. Submerged pool cooler, cooled<br>in natural circulation by ambient air. |
| 6. Core instrumentation     |   |



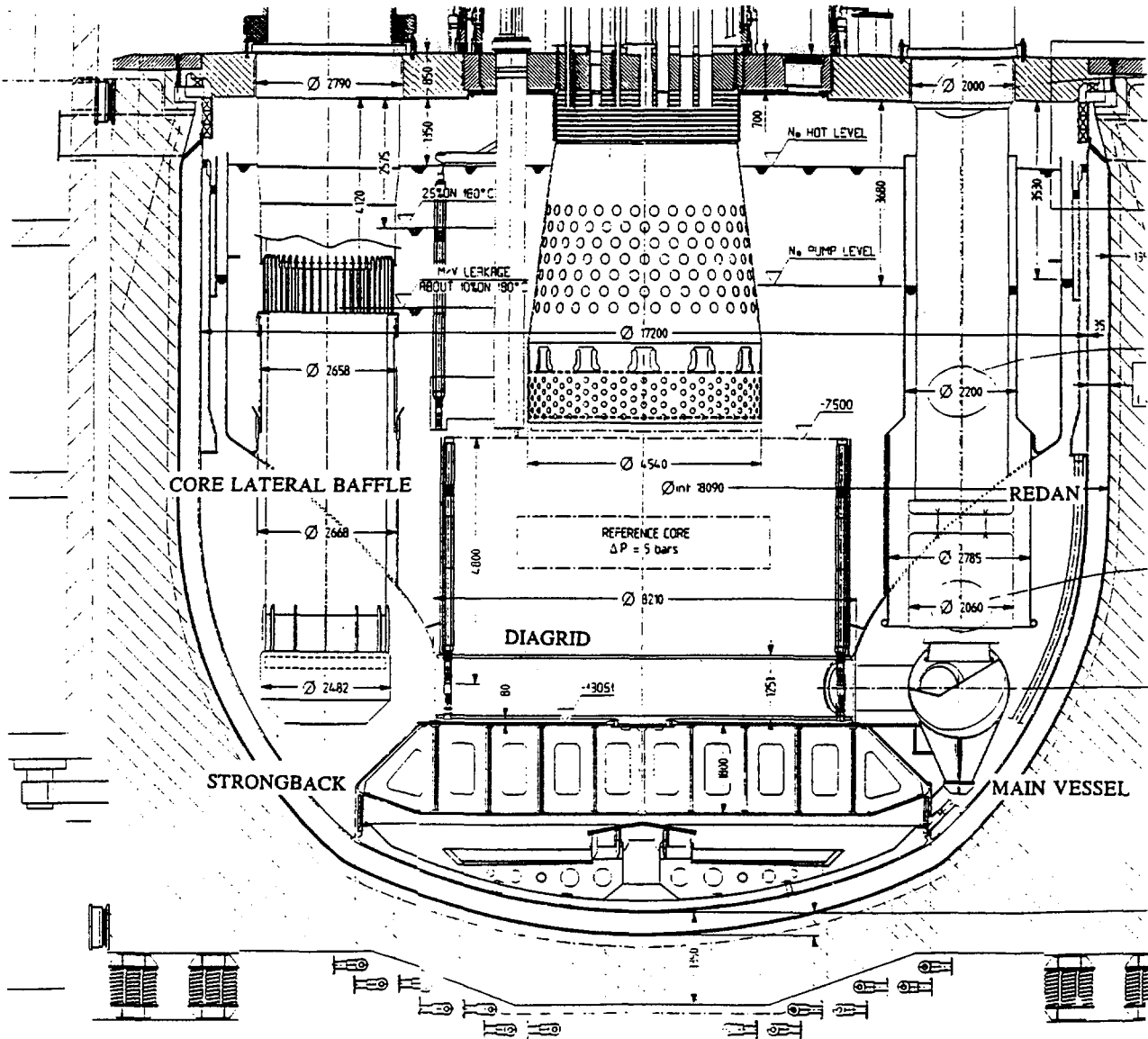
Name / Ausleger: PIUS / ABB Atom

Reaktortyp	Druckwasserreaktor
Leistung, MWt/MWe	2000 / 640
Kühlmittel / Moderator	Wasser / Wasser
Kerneintritts- / -austrittstemperatur, °C	260 / 290
Kühlmitteldruck, MPa	9
Kühlmittelumflauf	mit Pumpen
Zwischenkreislauf, ja/nein	nein
Volumen des Primärsystems, m <sup>3</sup>	4 x 300
Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme	keine Kontrollstäbe, Bor-Einspeisung
Mittlere Leistungsdichte, kW/l	72
Mittlere Längenleistung W/cm	116
Containment	Spannbetonbehälter mit Liner aus rostfreiem Stahl



Name / Ausleger: MHTGR / General Atomics

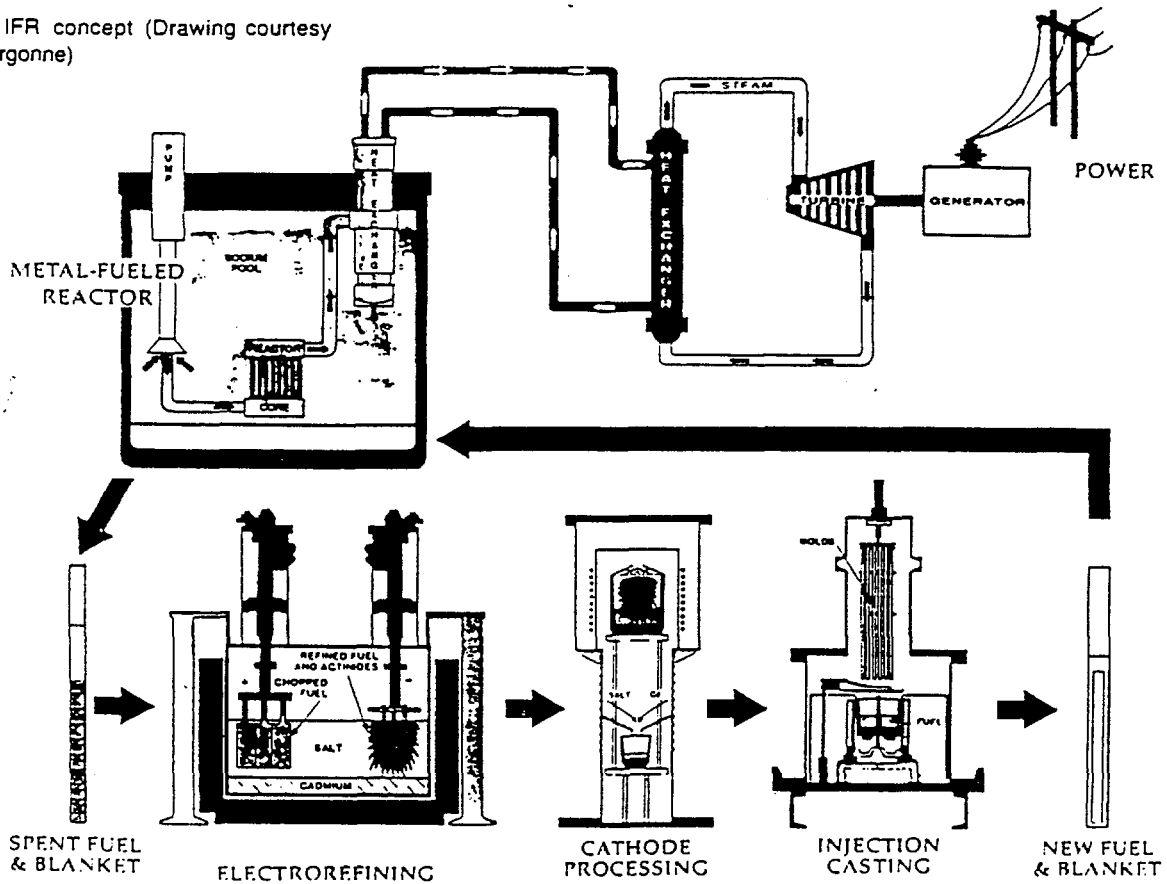
Reaktortyp	Gasgekühlter Reaktor
Leistung, MWt/MWe	4 Module: 1400 / 538
Kühlmittel / Moderator	Helium / Graphit
Kerneintritts- / -austrittstemperatur, °C	258 / 687
Kühlmitteldruck, MPa	6.4
Kühlmittelumlauf	mit Gebläse
Zwischenkreislauf, ja/nein	nein
Volumen des Primärsystems, m <sup>3</sup>	800 (1 Modul)
Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme	2
Mittlere Leistungsdichte, kW/l	5.9
Mittlere Längenleistung W/cm	nicht relevant
Containment	kein



Name / Ausleger: EFR / EFR Associates

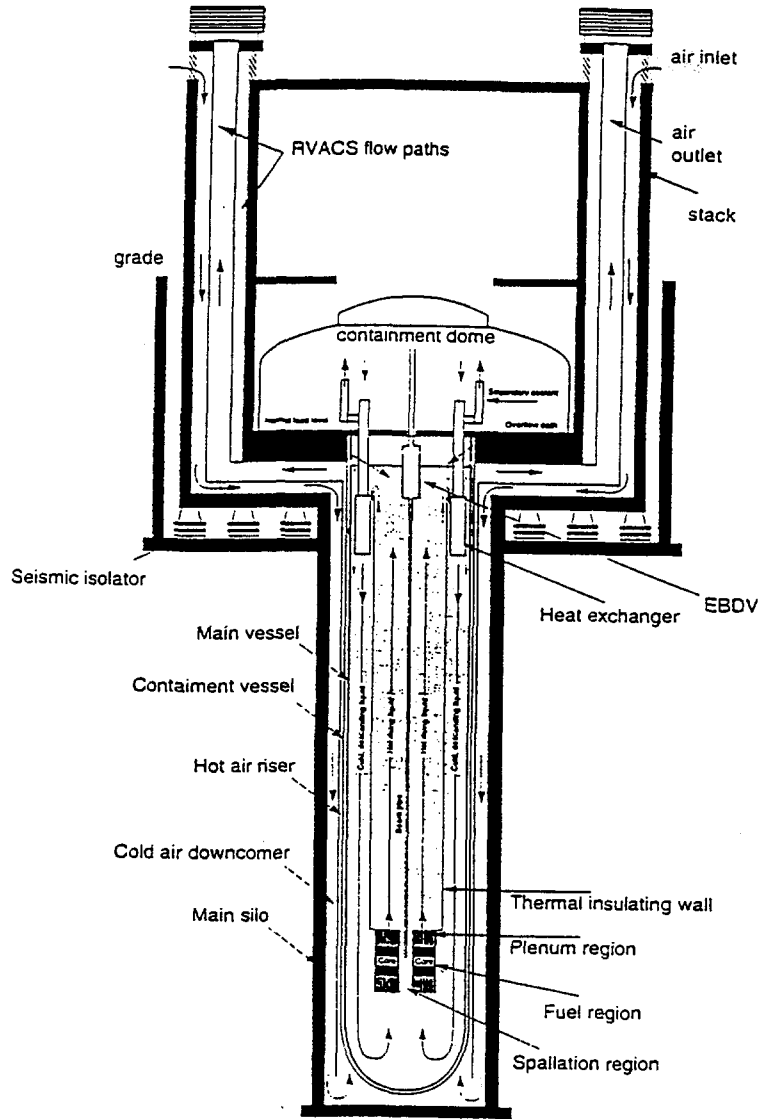
Reaktortyp	Flüssigmetallgekühlter schneller Reaktor
Leistung, MWt/MWe	3600 / 1450
Kühlmittel / Moderator	Natrium / kein
Kerneintritts- / -austrittstemperatur, °C	395 / 545
Kühlmitteldruck, MPa	druckloses System
Kühlmittelumlauf	mit Pumpen
Zwischenkreislauf, ja/nein	ja
Volumen des Primärsystems, m <sup>3</sup>	3950
Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme	3
Mittlere Leistungsdichte, kW/l	290
Mittlere Längenleistung W/cm	260
Containment	Primär- und Sekundärcontainment

The IFR concept (Drawing courtesy of Argonne)



Name / Ausleger: IFR / ANL+GE

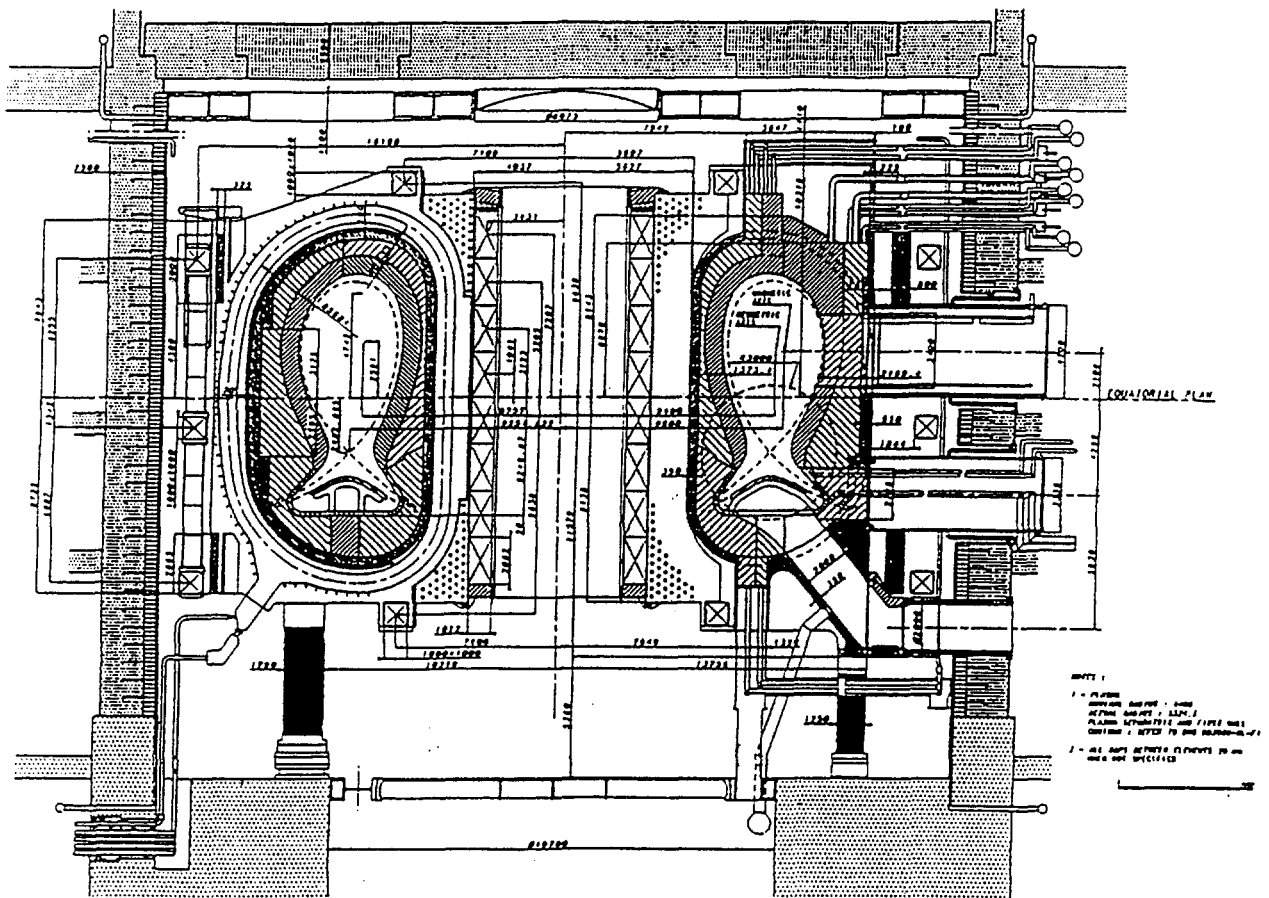
Reaktortyp	Flüssigmetallgekühlter schneller Reaktor
Leistung, MWt/MWe	3 Module: 4245 / 1440
Kühlmittel / Moderator	Natrium / kein
Kerneintritts- / -austrittstemperatur, °C	338 / 485
Kühlmitteldruck, MPa	druckloses System
Kühlmittelumlauf	mit Pumpen
Zwischenkreislauf, ja/nein	ja
Volumen des Primärsystems, m <sup>3</sup>	480 (1 Modul)
Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme	2
Mittlere Leistungsdichte, kW/l	300
Mittlere Längenleistung W/cm	730
Containment	Reaktorbehälter und Dom



Name / Ausleger: EA / Rubbia Study Group

Reaktortyp	Beschleunigergetriebener schneller Reaktor
Leistung, MWt/MWe	1500 / 625
Kühlmittel / Moderator	Blei / kein
Kerneintritts- / -austrittstemperatur, °C	400 / 600
Kühlmitteldruck, MPa	druckloses System
Kühlmittelumlauf	Naturumlauf
Zwischenkreislauf, ja/nein	ja
Volumen des Primärsystems, m <sup>3</sup>	850
Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme	3
Mittlere Leistungsdichte, kW/l	520
Mittlere Längenleistung W/cm	270
Containment	ja, wie schnelle natriumgekühlte Reaktoren





Name / Ausleger: ITER / ...

Reaktortyp	Fusion mit magnetischem Einschluss
Leistung, MWt/MWe	3000 / ~ 1000
Kühlmittel / Moderator	Helium / nicht relevant
Kerneintritts- / -austrittstemperatur, °C	260 / 560
Kühlmitteldruck, MPa	9
Kühlmittelumlauf	mit Pumpen
Zwischenkreislauf, ja/nein	nein
Volumen des Primärsystems, m <sup>3</sup>	~ 1000
Anzahl unabhängiger Abschaltssysteme	nicht relevant
Mittlere Leistungsdichte, kW/l	5
Mittlere Längenleistung W/cm	2 / 5
Containment	?

## Anhang C: Begründung einzelner Bewertungen

**Tab. C.1.1:** Grad an bewährter Technik / nutzbare Betriebserfahrung (in ReaktorxJahre, RJ)

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Mit Ausnahme gewisser Merkmale zur Beherrschung auslegungs- überschreitender Störfälle (z.B. Kernfangeinrichtung) baut EPR auf französischer und deutscher DWR Erfahrung auf und berücksich- tigt zusätzlich neue Erfordernisse der Betreiber (EUR und z.T. URD) und Sicherheitsbehörden.	sehr hoch / ~5000 RJ
AP600	Wie EPR, hat aber einige noch nicht kommerziell erprobte innova- tive Elemente (passive NWA aus Reaktorsystem und Contain- ment).	hoch / ~5000 RJ
PIUS	Anschluss an bewährte LWR-Technologie mit vielen neuen Ele- menten (Dichtesperren), die aber bisher nur out-of-pile getestet wurden. Nachweis des integralen Zusammenwirkens fehlt.	gering / ~5000 RJ für Komponenten und Teilsysteme
MHTGR	Beträchtliche Betriebserfahrung aus allen Gasreaktoren als Basis; die HTGR-Konzepte haben nur in den Pilotanlagen überzeugend lang funktioniert.	genügend / ~300 RJ
EFR	Durch den Betrieb von Prototypen und Demonstrationsanlagen (Phénix, PFR, BN350 und Superphénix) ist ein genügender Grad an bewährter Technik erreicht.	genügend / ~50 RJ
IFR	Basiert auf Na-Technologie und LMFBR-Anlagen- und -System- technik mit vielen innovativen, partiell getesteten Elementen.	sehr gering / ~50 RJ
EA	Trotz Anlehnung an existierende Techniken ist das System in sei- nem integralen Zusammenwirken so neuartig, dass der Grad an bewährter Technik derzeit kaum beurteilt werden kann.	z.Zt. nicht beurteil- bar
Fusion	Physikalische und technische Machbarkeit der Energiegewinnung noch nicht demonstriert.	praktisch keine

Tab. C.1.2: Robustheit gegenüber Störungen

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Sowohl bei der <u>Systemtechnik</u> als auch bei der Wechselwirkung "Mensch/Maschine" wurden aufgrund von Betriebserfahrungen weitere Verbesserungen gegenüber Vorläufern vorgenommen.	sehr hoch
AP600	Im Vergleich zu früheren LWR weist AP600 dank zusätzlicher <u>Auslegungsmargen</u> eine grössere Robustheit auf.	wahrscheinlich sehr hoch
PIUS	Sollte von der Konzeption her sehr robust sein (wesentliches Auslegungsziel). Zweifel an der zuverlässigen Funktion der Dichtesperren (passive Komponente) können letztlich erst durch den Betrieb der Demo-Anlage ausgeräumt werden.	potentiell sehr hoch
MHTGR	Vom <u>Konzept</u> her robuster (einphasiges Kühlmittel, temperaturbelastbarer Brennstoff, hohe Wärmekapazität des Moderators, Reaktivitätsverhalten unabhängig vom Kühlmittel).	potentiell sehr hoch
EFR	Verwendung von Na stellt erhebliche Anforderungen an die Systemtechnik. Mit entsprechendem Aufwand kann ein befriedigender Grad an Robustheit erreicht werden.	mit Aufwand hoch
IFR	Wegen fehlender Erfahrung mit mindestens einer Pilotanlage (integrierte Wiederaufarbeitung erhöht die Komplexität) derzeit nicht zu beurteilen.	z.Zt. nicht beurteilbar
EA	Eigentlich noch nicht beurteilbar, abgesehen von der erkennbaren Komplexität des Gesamtsystems. Der Beschleuniger muss eine neue Auslegungsqualität bezüglich der Leistung und eines ungestörten Dauerbetriebs vorweisen (im Vergleich z.B. mit dem PSI-Beschleuniger). Andererseits sind derzeit keine grundsätzliche Machbarkeitsprobleme zu erwarten.	potentiell hoch
Fusion	Noch wesentlich komplexer und ingenieurmässig anspruchsvoller als der EA; eine belastbare Aussage ist noch nicht möglich.	z.Zt. nicht beurteilbar

Tab. C.1.3: Inspizier- und Reparierbarkeit

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Ein Zugang zu wesentlichen Komponenten der Anlage, bis hin zu deren (relativ) leichtem Austausch, ist Auslegungsanforderung. Dies und die systemspezifischen Merkmale der LWR, einschliesslich substantieller einschlägiger Erfahrungen, führen zum Schluss, dass ein Optimum erreicht ist.	sehr hoch
AP600	Im Prinzip wie EPR	sehr hoch
PIUS	Wegen des Spannbetonbehälters mit Stahlauskleidung (Liner) sowie der tiefen Kernanordnung (~ 30m) ist die Inspizierbarkeit erschwert; insgesamt dennoch relativ gut.	hoch
MHTGR	Trotz der für HTGR typisch niedrigen Strahlenbelastung (beschichtete Partikel, niedrige Korrosion) wären notwendige Reparaturen schwieriger vorzunehmen als bei LWR (geschlossener Behälter, massive Graphiteinbauten, thermische Isolationen).	erschwert
EFR	In der Auslegung wurden Inspizier- und Reparierbarkeit als wichtige Auslegungsziele zu Grunde gelegt. Dennoch sind diese aufgrund der systemspezifischen Eigenschaften (Na-Kühlung, Pool-Anordnung etc.) prinzipiell schlechter als bei LWR.	erschwert
IFR	Es ist zu befürchten, dass die on-line Wiederaufarbeitung die Inspizier- und Reparierbarkeit zusätzlich erschweren wird.	wahrscheinlich schwierig
EA	Obwohl sich Blei im Vergleich zu Natrium bedeutend besser mit Luft und Wasser verträgt, scheint die Inspizier- und Reparierbarkeit des EA schwieriger zu sein als beim EFR mit Na-Kühlung (grosse Pooltiefe, aktivierte Korrosionsprodukte, Pb-Aktivierung, mögliche Erschwernis durch aktivierte Komponenten der "Protonenstrahlrohre").	wahrscheinlich schwierig
Fusion	Es gibt derzeit noch keine Konstruktionsvorschläge, aufgrund derer belastbare Aussagen gemacht werden können. Blanket-Konzeptstudien deuten auf grössere Aktivierung hin, die zu erheblichen Schwierigkeiten bei der Inspizierung führen können.	z.Zt. nicht beurteilbar

**Tab. C.1.4:** Strahlenbelastung, Man-Sv/a, Aufwand zur deren Begrenzung

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Die Strahlenbelastung in LWRs beruht in erster Linie auf aktivierten Korrosionsprodukten. Sie konnte durch geeignete Materialwahl (z.B. Ausschluss von Kobalt), geeignete Wasserchemie und bauliche Massnahmen (räumliche Trennung, Abschirmung) auf relativ niedrige Dosen reduziert werden. EUR-Zielwert: 0.75 Man-Sv/a.	< 0.75 Man-Sv/a, hoch
AP600	Das URD verlangt eine Kollektivdosis von weniger als 1 Man-Sv/a (0.7 gemäss Ref. [5]). Der notwendige Aufwand ist relativ hoch.	0.7 Man-Sv/a, hoch
PIUS	Im Prinzip wie alle LWR, aber teilweise günstiger aufgrund des anderen Layouts.	< 1.0 Man-Sv/a, mittel
MHTGR	Typisch für HTGR ist die niedrige Spaltproduktfreisetzung in das Kühlmittel, dessen Nichtaktivierbarkeit und das weitgehende Fehlen von Korrosionsprodukten.	0.4 Man-Sv/a, gering
EFR	Korrosionsbedingte Aktivität im Primärkreislauf vernachlässigbar, hinsichtlich Spaltproduktaktivität vergleichbar mit DWR bzw. besser (wegen der Na/Na-Zwischenwärmetauscher).	0.2 Man-Sv/a, gering
IFR	Wegen der "on-line" Wiederaufarbeitung (WA) ist grosser Aufwand notwendig, um die Dosen niedrig zu halten.	0.2 Man-Sv/a für Reaktor, höher für WA
EA	Die Personaldosisbelastung aus der Reaktoranlage ist vermutlich ungünstiger als bei EFR aufgrund der erwarteten höheren Korrosion und Pb-Aktivierung. Die Strahlenbelastung im Bereich des Beschleunigers liegt bei unter 0.5 Man-Sv/a.	< 1.0 Man-Sv/a, mittel
Fusion	Abhängig von Helium oder Wasser als Kühlmittel: 0.2 bis 15 Man-Sv/a. Der betrieblich vorgesehene häufige Austausch der sog. "ersten Wand" wird vermutlich hohe Abschirmungsmassnahmen erfordern.	0.2-15 Man-Sv/a, wahrscheinlich eher hoch

**Tab. C.2.1:** Häufigkeit für Ereignisse mit Kernschaden (CDF) und grossen Freisetzungen (LRF)

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung (jeweils Sicherheits-/ Auslegungsziel)
EPR	Für die Auslegung gibt es eine gestaffelte Zielsetzung. Die Werte $< 10^{-5}$ bzw. $< 10^{-6}$ per Reaktorjahr müssen als kumulative Wahrscheinlichkeiten für anlageninterne Ereignisse mit schwerer Kernbeschädigung (CDF) bzw. für Freisetzung grosser Radioaktivitätsmengen in die Umgebung (LRF) als <u>Sicherheitsziele</u> nachgewiesen werden. Zwecks einer ausreichenden Auslegungssicherheit soll als internes <u>Auslegungsziel</u> für CDF ein Wert von $10^{-6}$ erreicht werden. Der entsprechende Wert für individuelle Ereignisketten muss um etwa eine weitere Grössenordnung niedriger liegen ( $10^{-7}$ ). Diese Ziele werden durch konsequente Anwendung des "Defense-in-Depth" Konzeptes erreicht (Ref. [28]) und stellen eine Verbesserung gegenüber Vorläufern dar.	CDF $< 10^{-5} / < 10^{-6}$ LRF $< 10^{-6} / < 10^{-7}$
AP600	Als fortgeschrittenes Reaktorsystem ist die Zielsetzung des AP600 vergleichbar mit der des EPR (Ref. [5, 28]).	CDF $10^{-5} / 1.2 \cdot 10^{-6}$ LRF $10^{-7} / < 10^{-7}$
PIUS	In C.2.2 bis C.2.5 werden die Grundsätze zur Beherrschung der Störfälle und deren Bedeutung erläutert. Die resultierenden Schadenshäufigkeiten sind nebenstehend angegeben. ([5, 28]).	CDF $- / < 10^{-7}$ LRF $- / -$
MHTGR		CDF $- / -$ LRF $- / < 10^{-8}$
EFR	Die EFR-Sicherheitsphilosophie fordert die Erreichung einer Sicherheitsqualität, die mindestens so gut ist wie bei modernen LWR. Dabei werden konsequent die "Defense-in-Depth" Prinzipien unter Berücksichtigung der spezifischen Eigenschaften der Natriumreaktoren angewandt (Ref. [29]).	CDF $- / < 10^{-6}$ LRF $- / < 10^{-7}$
IFR	Siehe C2.2 bis C.2.5 zur Begründung des Ansatzes für die Störfallbeherrschung (Ref. [5]).	CDF $- / -$ LRF $< 10^{-6} / -$
EA	Angesichts des frühen Konzeptstadiums ist es nicht möglich, auch nur sehr grobe Abschätzungen über die Wahrscheinlichkeiten von schweren Kernschäden durchzuführen. Andererseits ist es das erklärte Ziel, solche quasi-deterministisch auszuschliessen. Es ist zu erwarten, dass nach genügender Durcharbeitung des Anlagekonzeptes geringere Werte im Vergleich zu den anderen Konzepten gefunden werden. Es ist jedoch zu bemerken, dass eine Wahrscheinlichkeitsberechnung, die für "Anlagen auf dem Papier" deutlich unter $10^{-7}$ liegt, mit so grossen Unsicherheiten behaftet ist, dass die Resultate wenig Aussagekraft haben.	CDF sehr klein LRF sehr klein
Fusion	Zwar gibt es kein Kernschmelzen wie bei Spaltungsreaktoren, jedoch kann die erste Wand ihre Integrität durch Hot-spot ähnliches Schmelzen, durch eine Fehllenkung des Plasmas oder durch ein stochastisch auftretendes Leck verlieren (Ref. [15]), wodurch es zu einer Tritium-Freisetzung käme.	CDF: nicht zutreffend LRF $- / < 10^{-7}$

**Tab. C.2.2: Ansatz zur Beherrschung schwerer Störfälle**

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Sowohl gesteigerte Prävention von Kernschadensereignissen durch verbesserte aktive Systeme als auch Mitigation durch Auslegung/Verstärkung des Containments gegen Folgen schwerer Störfälle. Mix kann als ausgewogen bezeichnet werden.	Prävention / Mitigation ausgewogen: aktiv und passiv
AP600	Vergleichbar in der Zielsetzung mit EPR; stärkere Betonung der Prävention durch Einsatz passiver Systeme zur Nachwärmeabfuhr aus Primärkreislauf und Containment, aber in der Mitigation weniger weitgehend (z.B. weniger Aufwand bei der Kernauffangeinrichtung).	mehr Prävention: passive NWA
PIUS	Praktisch völliger Ausschluss von Kernschadensereignissen als explizites Auslegungsziel (Maximierung inhärenter Sicherheitseigenschaften). Mitigationsmassnahmen deshalb als nicht notwendig erachtet; dennoch ist ein Containment vorgesehen.	stark präventiv: passive, inhärent sichere Abschaltung und NWA
MHTGR	In der Zielsetzung ähnlich wie PIUS, d.h. starke Betonung der Prävention dank inhärenter Sicherheitseigenschaften (exzellente Temperaturbeständigkeit der "beschichteten Partikel" und hohe Wärmespeicherfähigkeit des Graphits, welche im Verbund mit gewählter Geometrie und Kerngrösse unter allen Störfallbedingungen die Wärmeabfuhr gewährleisten). Der negative Temperaturkoeffizient begrenzt die Reaktorleistung auf die Kapazität der NWA. Containment gleichfalls vorgesehen.	stark präventiv: passive, inhärent sichere Leistungsbegrenzung und NWA
EFR	Vor dem Hintergrund der spezifischen Eigenschaften schneller Reaktoren wurde der Schwerpunkt auf die Prävention mit Hilfe von aktiven und passiven Massnahmen gesetzt. Dennoch sind (Mitigations-)Massnahmen, vor allem im Bereich des Containments, gegen die Folgen einer postulierten Leistungsexkursion vorgesehen.	mehr Prävention: passive und aktive Abschaltung und NWA
IFR	Gegenüber EFR wurde durch Begrenzung der Leistungsgrösse und Verwendung von metallischem Brennstoff die Prävention in der Auslegung noch stärker betont.	stark präventiv: passive, inhärent sichere Abschaltung und NWA
EA	Zielsetzung für das Konzept ist der Ausschluss von Reaktivitäts- und Wärmeabfuhrstörfällen durch die Aufrechterhaltung der Neutronenpopulation mit einer externen Quelle, durch die Wahl des Kühlmittels Blei mit exzellenten Wärmeabfuhereigenschaften und passiven Systemen.	stark präventiv: passive, inhärent sichere Abschaltung und NWA
Fusion	Das hohe Inventar an Tritium ist ein potentielles Problem hinsichtlich des Zieles, die Folgen schwerer Störfälle auf die Anlage zu begrenzen. Verwirklichung der notwendigen Containmentfunktion derzeit nicht bekannt.	z. Zt. nicht bekannt

**Tab. C.2.3:** Empfindlichkeit gegenüber reaktivitätsinduzierten Störfällen (RIAs)

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Erfahrung und diesbezügliche Studien ergaben für LWR einen vernachlässigbaren Risikobeitrag durch RIAs, was auch für EPR gilt.	gering
AP600	Wie EPR	gering
PIUS	Anders als herkömmliche DWR verwendet PIUS keine Kontrollstäbe deren Fehlfunktion zu einer Reaktivitätszufuhr führen könnte. Alle Störungen über betriebliche Grenzwerte hinaus führen zum selbständigen Eindringen des umgebenden borierten Wassers in den Kern und dessen Abschaltung.	extrem gering
MHTGR	Bezüglich der notwendigen Überschussreaktivität und des Fehlfahrens der Kontrollstäbe ist der MHTGR (trotz Abwesenheit von gelöstem Bor und des deutlich geringeren Reaktivitätseffektes von Moderator- und Kühlmittel) vergleichbar mit LWR. Potentielle RIA durch Dampf/ Wassereintrich werden durch geeignete Auslegung begrenzt.	sehr gering
EFR	Der Hauptunterschied zum LWR liegt im positiven Voidkoeffizienten; eine Kühlmitteldichtereduktion kann zu raschem Reaktivitäts- und Leistungsanstieg führen. Der Bedeutung dieses Phänomens wurde durch extrem aufwendige Präventivmassnahmen Rechnung getragen (Minimierung des Voideffektes per Auslegung, vielfache / diversitäre Kernüberwachung im Sicherheitssystem, zwei diversitäre Schnellabschaltssysteme). Zudem wurden Primär- und Sekundär-Containment gegen postulierte Kernzerstörungsfolgen ausgelegt (Mitigation).	wesentlich
IFR	Obwohl auch ein Flüssigmetallreaktor, ist beim IFR durch die Wahl des metallischen Brennstoffs und der um einen Faktor 3 reduzierten Einheitsleistung die Void-Problematik weitgehend entschärft (diese Einschätzung bezieht sich nicht auf die integrierte Wiederaufarbeitungsanlage).	mittlere
EA	Bei der Auslegung des Kerns wird die Unterkritikalität gegenüber dem Betriebszustand ausreichend gross gewählt, so dass sichergestellt ist, dass Reaktivitätsgewinne aufgrund von Temperatureffekten und des Zerfalls von radioaktiven Zwischenprodukten den Kern nicht kritisch machen. Durch ausreichende Dimensionierung des Beschleunigers kann dieses Ziel immer erreicht werden.	praktisch keine
Fusion	Nicht zutreffend.	nicht zutreffend



**Tab. C.2.4:** Empfindlichkeit gegenüber Kühlmittelverlust (LOCA)

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Gegenüber Vorläufern sind evolutionäre Verbesserungen zur Gewährleistung der Kernkühlung vorgenommen worden, die aber die prinzipielle Empfindlichkeit der LWR nicht eliminiert.	bedeutend
AP600	Prinzipiell gleich wie beim EPR, allerdings erfolgt bei Lecks, die nicht durch das Betriebssystem kompensiert werden können, beim AP-600 die Noteinspeisung vollständig passiv. Trotzdem bleibt die Bedeutung der LOCAs wesentlich.	bedeutend
PIUS	Das grosse Inventar an kaltem Wasser im Spannbetonbehälter reduziert die Bedeutung von LOCAs. Eine Noteinspeisung (wie bei anderen LWR) ist nicht nötig.	gering
MHTGR	Die Gewährleistung einer ausreichenden passiven NWA für alle Störfälle (einschliesslich des "Druckverlustes mit Beeinträchtigung der Nachwärmeabfuhereigenschaften") ist wesentliches Auslegungsziel: die hohe Temperaturbeständigkeit des Kerns erlaubt eine Wärmeabfuhr grösstenteils durch Wärmeleitungs- und -strahlungseffekte. Die grosse Graphitmasse wirkt zudem als Wärmezwischenspeicher bis Nachwärmeproduktion und -abfuhr ins Gleichgewicht gelangen.	sehr gering
EFR	Auslegungsgemäss bleiben Kern und Notkühlwärmetauscher auch bei postulierten LOCAs stets vom Kühlmittel bedeckt und damit gegen Überhitzung geschützt. Die Poolanordnung (Doppeltank mit Containmentqualität in enger Reaktorgrube) und der für Flüssigmetallsysteme typische niedrige Druck begrenzen die (an sich schon sehr unwahrscheinlichen) Primärkühlmittel-Leckagen bezüglich Menge und Ausströmrage. Daher sind Noteinspeisesysteme wie beim LWR nicht erforderlich. Ebenso erlauben die hervorragenden Wärmeübertragungseigenschaften von Na eine passive Nachwärmeabfuhr bis zur "endgültigen Wärmesenke" (diversitär und redundant ausgelegte Luftkühler). Allerdings erfordert die chemische Unverträglichkeit von Natrium mit Luft und Wasser weitere präventive Schutzmassnahmen, wie z.B. Doppelwandrohre, Inertisierung, Reaktorgrubenauskleidung und räumliche Abschottung.	gering
IFR	wie EFR	gering
EA	Der EA besitzt die gleichen guten Eigenschaften bezüglich LOCA und Nachwärmeabfuhr wie der EFR und IFR. Hinzu kommt eine gegenüber Natrium günstigere chemische Verträglichkeit des Bleis mit Wasser und Luft, so dass diesbezügliche Schutzmassnahmen einfacher sind.	gering
Fusion	Bei Materialanforderungen ähnlich jenen für Spaltreaktoren ist davon auszugehen, dass die erste Wand ihre Integrität verlieren kann. Die Folge ist weniger die Wärmeauswirkung als das radiologische Problem des entweichenden totalen Tritium-Inventars.	sehr hoch

Tab. C.2.5: Empfindlichkeit gegen Ausfall der Notstromversorgung

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Wie für alle evolutionären Reaktoren ist auf der präventiven Ebene eine ausreichende Stromversorgung von grosser Bedeutung, z. B. zur sicheren Bespeisung der Dampferzeuger bei Verlust des Kondensators oder zum Betreiben der Hochdruck-Einspeisepumpen oder der Sumpfkühlung nach bestimmten Lecks. Falls es bei einer Netzstörung nicht gelingt, den Turbogenerator herunterzufahren, stehen als weitere Stromquellen der zweite Netzanschluss und redundante Notstromdiesel inklusive separater Dampferzeuger-Einspeisung zur Verfügung. Trotz nochmaliger Verbesserung der Notstromversorgung gegenüber LWR-Vorläufern, bleibt sie von prinzipiell grosser Bedeutung.	bedeutend
AP600	Auslegungsgemäss ist eine gesicherte Notstromversorgung für die Notkühlung nicht notwendig, da diese passiv erfolgt. Karenzzeit bei SBO gemäss URD 72 Stunden.	gering
PIUS	Im Prinzip ähnlich wie AP600, Karenzzeit bei SBO 7 Tage.	sehr gering
MHTGR	Wie bereits ausgeführt, kann die Nachwärme passiv abgeführt werden, daher ist eine gesicherte Notstromversorgung nicht notwendig.	gering
EFR	Wegen der exzellenten Nachwärmeabfuhr-Eigenschaften eines flüssigmetallgekühlten Reaktors ist bei <u>abgeschaltetem</u> Reaktor keine Notstromversorgung zur Aufrechterhaltung des Zwangsumlaufes nötig. Angesichts der schwerwiegenden Konsequenzen eines Natriumsiedens wird allerdings zusätzlich zum Verlust der Pumpenstromversorgung ein Versagen der Reaktorabschaltung postuliert. Auf den Primärpumpen angebrachte Schwungräder halten dann den Na-Kerndurchsatz genügend hoch bis die diversitäre und redundante Notstromversorgung innerhalb von einigen Minuten greift bzw. bis der Reaktor durch eines der zwei diversitären Abschaltssysteme unterkritisch gemacht wird. Nur für die Beherrschung dieses <u>unwahrscheinlichen Störfallszenarios</u> ist die Notstromversorgung wesentlich.	bedeutend
IFR	Durch Reduktion der Kerngrösse und Verwendung von metallischem Brennstoff mit günstiger Reaktivitätsrückwirkung (Ausdehnung bei Temperaturanstieg) kommt der Reaktor gemäss seinen Auslegern beim Verlust des Zwangsumlaufes auch ohne Reaktorabschaltung nicht zum Sieden, sondern stabilisiert sich auf einem höheren Temperaturniveau bei niedrigerer Leistung. Dieses Leistungsniveau entspricht der Kapazität des passiven Nachwärmeabfuhrsystems. Abschaltung erfolgt bei hoher Temperatur passiv (Curie-Point-Magnete).	reduziert
EA	Da die Wärme in Naturzirkulation abgeführt wird, ist eine AC-Notstromversorgung nicht nötig.	sehr gering
Fusion	Da es bei der Fusion keine Nachwärme gibt, ist keine Notstromversorgung notwendig.	keine

**Tab. C.2.6** Bedeutung des Containments

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Der EPR hat ein Doppelcontainment aus Beton. Die primären Funktionen des inneren Containments sind erweitert, um bestimmte Kernschmelzfolgen schon in der Planung explizit zu berücksichtigen und so zu beherrschen (H <sub>2</sub> -Deflagration, Durchschmelzen des RDB, Wärmeabfuhr aus der Schmelze u.a.). Hauptfunktion der äusseren Schale ist das gefilterte Ableiten von Leckagen aus dem inneren Behälter und der Schutz der Reaktoranlage gegen äussere Einwirkungen. Hinsichtlich "Begrenzung der Folgen schwerer Störfälle auf die Anlage" ist die Bedeutung des Containments hoch.	hoch
AP600	Der AP600 hat einen Stahl- und einen diesen umgebenden Betonbehälter, der jedoch "offen" ist, um die passive NWA per Luftzug aus dem Stahlbehälter zu ermöglichen. Da dieser somit (neben der Beherrschung von Kernschmelzfolgen) auch als "Wärmetauscher" für die NWA agiert, ist seine Bedeutung "sehr hoch".	sehr hoch
PIUS	Die aussergewöhnlich grosse "borierte Kaltwasservorlage" in einem Spannbetonbehälter mit praktisch zwei Linern sollte nach menschlichem Ermessen sowohl Kernschmelzen ausschliessen als auch die Funktion herkömmlicher Containments ersetzen. Dennoch ist ein solches vorgesehen (Schutz gegen äussere Einwirkungen, Auffangen von postulierten kleinen Primärleckagen).	gering
MHTGR	Plausible Nachweise belegen, dass die temperaturbeständigen Brennstoffpartikel ein effektives System von "Micro-Containments" darstellt, so dass kein äusseres Containment nötig wäre. Wegen äusserer Einwirkungen einerseits und wegen des Reaktionspotentials von heissem Graphit mit Wasser und Luftkorrosion andererseits, ist trotzdem ein äusseres Containment vorgesehen.	mittel
EFR	Der Reaktortank ist von zwei weiteren Barrieren umgeben: Sicherheitsbehälter (Begrenzung der Folgen aller postulierten – und nicht auf der Präventivebene abgefangenen – Störfälle auf die Anlage selbst) und Reaktorgebäude (Schutz vor Einwirkung von aussen und Backup für die Funktion des Sicherheitsbehälters). Die Bedeutung dieses Containments ist dementsprechend hoch.	hoch
IFR	Obwohl im Vergleich etwa zu EFR die Auslegung des IFR präventive Massnahmen noch stärker betont, ist das gewählte Containment ähnlich (weniger Schutz gegen Einwirkung von aussen).	hoch
EA	Das Konzept des Containments und der passiven NWA ist prinzipiell ähnlich wie beim IFR. Die Absicht, die inhärenten Sicherheitseigenschaften zu maximieren, lässt erwarten, dass die Bedeutung des Containments gering ist.	gering ?
Fusion	Angesichts des hohen Tritiuminventars muss das Reaktorgebäude des Reaktors mindestens dicht bleiben (druckloses Containment). Da auch äussere Einwirkungen berücksichtigt werden müssen, ist die Bedeutung des Reaktorgebäudes als hoch zu bewerten.	hoch

Tab. C.2.7: Notfallplanung / langfristige Massnahmen

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
alle	<p>Technisch gesehen ist eine weitreichende Notfallplanung nicht mehr nötig. Wenn überhaupt erforderlich, könnten räumlich und zeitlich sehr begrenzte Massnahmen ad hoc getroffen werden; im Vordergrund stünde eine eingeschränkte Nutzung landwirtschaftlicher Produkte.</p> <p>Interne Störfälle mit <math>CDF &lt; 10^{-6}</math> tragen zum Restrisiko deutlich weniger bei als äussere Einwirkungen wie auslegungsüberschreitende starke Erdbeben; Vorsorgemassnahmen sind daher wenig sinnvoll, da sie mit beeinträchtigt werden.</p> <p>Diese Aussagen gelten für alle Kernkraftwerktypen, da generell die Anforderung nach Beschränkung der Aktivitätsfreisetzung auf die Anlage selbst besteht – sogar für extrem unwahrscheinliche Störfälle.</p>	keine/sehr begrenzt

Tab. C.2.8: Nachweiskomplexität / Vertrauensbasis

Konzept	Begründung der Bewertung	Bewertung
EPR	Die Komplexität der involvierten und auslegungsgemäss zu beherrschenden Phänomene ist sehr hoch; allerdings führt der hohe Fundus an Erfahrung und theoretischen Untersuchungen zu Phänomenen schwerer Störfälle für LWR zu einer befriedigenden Situation. Unsicherheiten resultieren aus gewissen Kenntnislücken und Zweifeln an der Übertragbarkeit. Der Nachweis der Vollständigkeit des Störfallspektrums ist wohl verlässlich erbracht.	hoch / befriedigend
AP600	Sinngemäss gilt das gleiche wie für den EPR, trotz z.T. unterschiedlicher Systemtechnik und zu behandelnder Störfallsequenzen (z.B. Wärmeabfuhr aus dem Containment) und eines noch nicht so fortgeschrittenen Entwicklungsstandes.	hoch / befriedigend
PIUS	Abgesehen von der betrieblichen Komplexität der Dichtesperren, führt die gewählte Anordnung (grosse Menge borierten Wassers mit stets offenen Zuflussmöglichkeit; Notwärmetauscher im Pool) zu einer viel geringeren Nachweiskomplexität und entsprechend hohem Vertrauen, trotz der nur z.T. erreichten Vollständigkeit.	gering / befriedigend
MHTGR	Das einphasige Kühlmittel erlaubt eine viel einfachere Beschreibung der Phänomene. Zudem wirkt der Graphitmoderator als eine immer verfügbare temporäre Wärmesenke, die bei geeigneter Auslegung eine Gefährdung des beschichteten Brennstoffes verhindert. Alle Transienten sind relativ langsam, auch Wasser- und Luftleinbrüche, die zu Graphitkorrosion führen könnten. Die involvierten Phänomene sind somit relativ wenig komplex; trotz der geringeren und z.T. negativen Betriebserfahrung gegenüber LWRs ist daher das Vertrauen in die Nachweisbarkeit relativ hoch.	gering / befriedigend
EFR	Die Empfindlichkeit grosser Na-Reaktoren gegenüber Reaktivitätsstörungen, einige Probleme der Pool-Thermohydraulik und die Na-Unverträglichkeit mit Luft und Wasser führen zu sehr hoher Nachweiskomplexität speziell unter Störfallbedingungen. Deshalb laufen weltweit noch sehr grosse experimentelle und theoretische Anstrengungen, um die Störfallanalysen genügend zu untermauern.	sehr hoch / ausreichend
IFR	Die Probleme sind ähnlich wie beim EFR, aber die kleinere Leistungsgrösse und der reaktivitätsmässig günstigere Brennstoff wirken entschärfend auf bestimmte Störfälle, so dass auch die entsprechende Nachweiskomplexität abnimmt. Allerdings könnte die on-line WA diese wieder erhöhen. Die Vertrauensbasis kann von den Autoren dieses Berichtes z. Zt. nicht beurteilt werden	hoch / z.Zt. nicht beurteilbar
EA	Konzeptmässig sind Reaktivitätsstörfälle "auszuschliessen"; die guten Wärmetransporteigenschaften von Pb und die Poolanordnung machen die NWA einfach. Zudem ist Pb verträglich mit Wasser und Luft. Daher ist die Komplexität der Nachweise nicht hoch; das Vertrauen in sie ist jedoch noch niedrig, denn das Zusammenwirken Reaktor/Beschleuniger ist praktisch noch unbekannt.	mittel / gering
Fusion	Von den Autoren des Berichtes z.Zt. nicht beurteilbar.	z.Zt. nicht beurteilbar

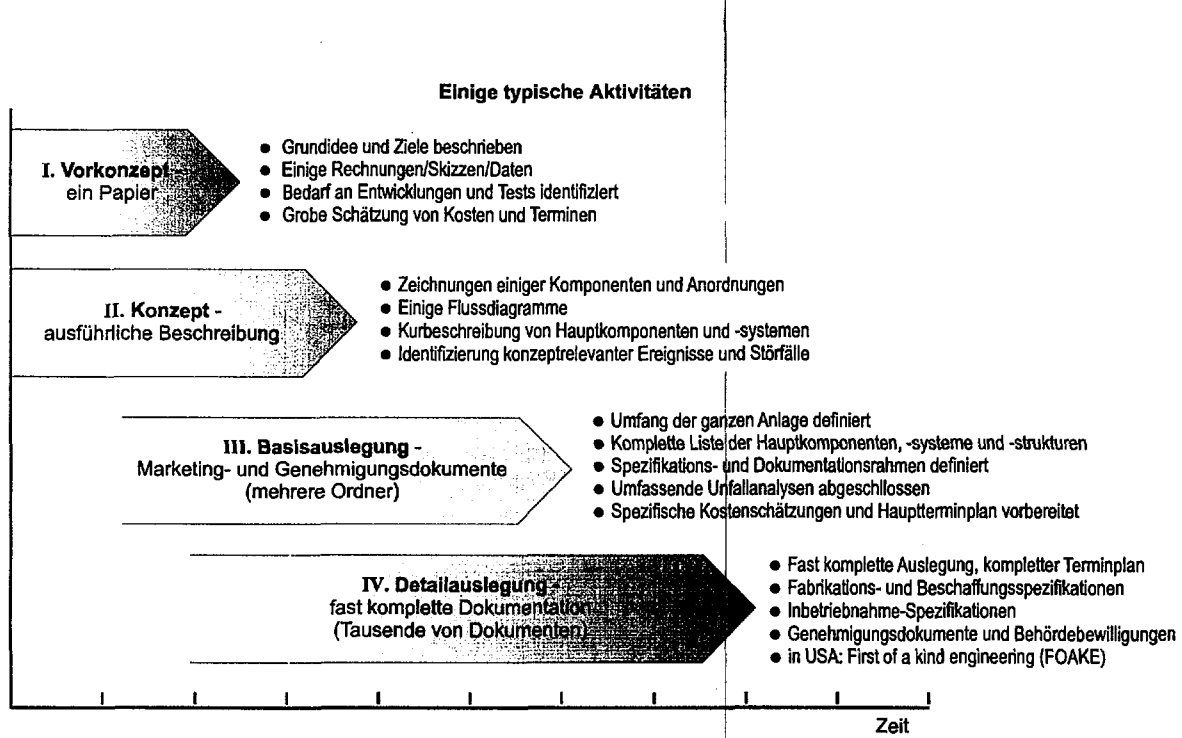
**Tab. C.3.1:** Gegenwärtiger Bearbeitungsaufwand, PersonenJahre/Jahr, (PJ/a), in Industrie und Forschungszentren

Bei den folgenden Angaben handelt es sich vorwiegend um grobe Schätzungen, abgeleitet aus freizugänglichen Quellen. Es ist zu beachten, dass die Arbeiten in Forschungszentren hauptsächlich generischer Art sind; welcher Anteil des Aufwandes dem jeweils genannten Konzept zugeordnet werden kann, ist im einzelnen schwierig zu bestimmen.

Konzept	Begründung der Angaben	PJ/a
EPR	Die Entwicklung des EPR wird zu einem grossen Teil von den Europäischen EVUs und von NPI getragen. Die Zusammenarbeit der deutschen und französischen Sicherheitsbehörden zu einer gemeinsamen Genehmigung des EPR ist von grossem Nutzen. Generische LWR-Forschungsarbeiten, hauptsächlich zur Begrenzung schwerer Störfälle (PHEBUS, Dampf- und H <sub>2</sub> -Explosion, Core Catcher - Design) werden in den Forschungszentren durchgeführt.	Industrie: ~ 250 Forschung: ~ 250
AP600	Aus Daten der DOE-/Industrie-Programme "First-of-a-Kind-Engineering" (ABWR & AP600) bzw. "Simplified Passive Plant" (SBWR & AP600) wird geschätzt, dass total ca. 500 PJ tätig sind.	Industrie: ~ 200 Forschung: ~ 300
PIUS	Da PIUS und dessen Komponenten (Dichtesperren) neuartige technische Lösungen beinhalten, wird in einigen Forschungszentren daran gearbeitet. Die industriellen Arbeiten ruhen zur Zeit.	Industrie: ~ 0 Forschung: ~ 20
MHTGR	Der industrielle Entwicklungsaufwand des HTR ist auf ca. 20 PJ/a geschrumpft. In der Forschung dagegen wird noch einiges investiert (Bau des HTTR in JPN, einige Studien in RUS, D und USA).	Industrie: ~ 20 Forschung: ~ 300
EFR	Durch faktischen Rückzug der deutschen und englischen Beteiligung aus der EFR-Entwicklung ruht im wesentlichen die Arbeit. Bei Novatome arbeiten vielleicht noch 20 Personen am EFR. Wird allerdings die Kenntniserarbeitung im Rahmen von Superphénix als ein Beitrag zum EFR angesehen (was faktisch so ist), dann wäre der Beitrag höher. Der EFR-Forschung kommen neben der eigentlichen Reaktorentwicklung in F, JPN, IND und KOR auch die weltweiten Entwicklungen zur Aktinidenverbrennung zu Gute.	Industrie: ~ 30 Forschung: ~ 300
IFR	Die Entwicklung des IFR wird vom DOE nicht mehr unterstützt. Es wird vermutet, dass am ALMR (GE) nur noch wenige Leute arbeiten. Forschungsarbeiten zum metallischen Brennstoff und zu den pyrolytischen Trennverfahren sind noch im Gange.	Industrie: ~ 10 Forschung: ~ 100
EA	Unseres Wissens gibt es noch keine industrielle Unterstützung für den EA. Andererseits werden in einigen Forschungszentren die theoretischen und experimentellen Ergebnisse des Rubbia-Teams überprüft und nachvollzogen.	Industrie: noch keine Forschung: ~ 30-50
Fusion	Industrielle Beiträge zur Fusionsreaktorentwicklung gibt es wegen der sehr langfristigen kommerziellen Perspektiven noch nicht. Andererseits sind weltweit Tausende von Forschern in Universitäten und Forschungszentren an der Erarbeitung der Grundlagen und dem Nachweis der physikalischen Machbarkeit beschäftigt. Die Fusionsforschung profitiert vom Image einer zukünftigen, sicheren und emissionsfreien Energiequelle und einer mustergültigen weltweiten Zusammenarbeit.	Industrie: wenige ? Forschung: einige Tausend

**Tab. C.3.2: Technischer Planungsstand**

Um den Planungsstand zu charakterisieren, wurde auf eine vorgeschlagene Definition eines bei der IAEO in Arbeit befindlichen TECDOC's zurückgegriffen (siehe Figur unten).



Es wird unterschieden zwischen einem Vorkonzept, einem Konzept, dem "basic design" (Basisauslegung) und dem "detailed design" (Detailauslegung).

Die Bewertungen in Tab. 2 sind weitgehend selbsterklärend und beinhalten den Stand der Entwicklung, wann eine Phase abgeschlossen wird und ob die Entwicklung aktiv ist (vergleiche auch mit den Angaben in Tab. C.3.1). Die Informationen stammen aus [5, 17, und 32].

**Tab. C.3.3: Genehmigungsaktivitäten**

Das Zusammenwirken mit den Genehmigungsbehörden ist ein wichtiger Teil der Reaktorentwicklung. In der "basic design" Phase werden die wesentlichen Sicherheitsanalysen gemacht; beim Abschluss dieser Phase wird der Sicherheitsbericht (GESAR: Generic Safety Analysis Report) den Behörden zur Beurteilung übergeben. Aufgrund dieses Berichtes und nach erfolgter Berücksichtigung der Auflagen kann sich die Sicherheitsbehörde zur Genehmigungsfähigkeit der entsprechenden Auslegung äussern. In den USA erteilt die NRC auf der Grundlage des "detailed design" den "final design approval" (FDA).

Konzept	Begründung der Angaben	Bewertung
EPR, AP600	Für beide Anlagen sind Genehmigungsaktivitäten im Gange. Während für den AP600 eine Genehmigung (FDA) 1997 erwartet wird, sollte das für den EPR etwa ein Jahr später der Fall sein.	ja
PIUS MHTHR IFR	Die US NRC (für PIUS auch GRS) hat für alle drei Anlagentypen vorläufige Sicherheitsabschätzungen gemacht. Aber es wurde für keinen der drei ein offizieller Genehmigungsantrag (GESAR) gestellt.	nein
EFR EA	Unseres Wissens sind für keine dieser Anlagen Genehmigungsaktivitäten im Gange.	nein
Fusion	Zur Sicherheit der verschiedenen Fusionskonzepte wurden Voranalysen und -begutachtungen [15] gemacht; ein offizieller Antrag zur Genehmigung einer Fusionsreaktoranlage wurde unseres Wissens bisher bei keiner Sicherheitsbehörde eingereicht.	nein



**Tab. C.3.4:** Ausstehende F&E-Arbeiten

Konzept	Begründung der Angaben	Bewertung
EPR, AP600	Da beide Konzepte einerseits in sehr hohem Masse auf Vorläufer zurückgreifen können und andererseits wesentliche F&E-Arbeiten in den vergangenen Jahren erbracht wurden, stehen für die Zukunft nur noch wenige projektspezifische Arbeiten an.	wenige
PIUS, MHTR, EFR, IFR	In den letzten ca. 10 Jahren wurden zum Teil erhebliche F&E-Aktivitäten (System- und Sicherheitsstudien, Experimente und Komponententests) für diese Konzepte durchgeführt. Zur Zeit hat jedoch die Prioritätensetzung der Elektrizitätswirtschaft dazu geführt, dass diese Konzepte kaum mehr unterstützt werden. Somit ist anzunehmen, dass noch nicht alle ursprünglich identifizierten F&E-Arbeiten durchgeführt worden sind.	einige
EA	<p>In den uns vorliegenden Unterlagen finden sich keine expliziten Angaben zu noch ausstehenden F&amp;E-Arbeiten. Trotz Erfahrung mit Natriumkühlung in schnellen Reaktoren zur Stromerzeugung und Bleikühlung in einigen russischen Militärreaktoren ist aufgrund der allgemeinen Erfahrung in der Kerntechnik davon auszugehen, dass sich noch erhebliche Wissenslücken bei der Detaillierung des Konzeptes auf tun werden.</p> <p>Typische Beispiele sind:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Materialverhalten bei hohen Temperaturen einschliesslich Spalt-/Korrosions-Produkttransport;</li> <li>- Thermohydraulik der sehr hohen "Bleisäule", stationär und transient;</li> <li>- Erdbebenverhalten;</li> <li>- Reaktivierung des Thorium-know-how</li> </ul> <p>und natürlich alles, was mit dem Beschleuniger zusammenhängt.</p>	viele
Fusion	Da man bei diesem Konzept noch weit von der physikalisch/technischen Machbarkeit der Energiegewinnung entfernt ist, werden naturgemäss noch sehr viele F&E-Arbeiten nötig sein.	sehr viele

**Tab. C.3.5:** Komponententests noch nötig?

Grundsätzlich gemeint sind hier Komponententests zur Absicherung der technischen Machbarkeit für die geplanten Betriebsbedingungen (Druck, Temperatur, Grösse etc.); nicht jedoch solche, die für die Abnahme und Betriebsgenehmigung ggf. erforderlich sind.

Konzept	Begründung der Angaben	Bewertung
EPR	Keine, abgesehen von gewissen Tests zur Absicherung der Massnahmen gegen die Folgen massiven Kernschmelzens (z.B. Core Catcher).	nein
AP600	Grossversuche zur Funktion der für DWR neuartigen Systemelemente (Notkühlkondensator, Druckentlastungssystem, NWA über Containmentwand) sind abgeschlossen.	nein
PIUS	Wesentliche Charakteristika von PIUS, wie z.B. die Funktion der "Dichtesperren" sind in zahlreichen Versuchen, z.T. im Massstab 1:1, untersucht worden. Es ist aber nicht auszuschliessen, dass im Verlauf der Detaillierung noch weitere Anforderungen entstehen.	vielleicht wenige
MHTGR	Praktisch keine für die Dampfturbinen-Version. Das kompakte Gasturbinenmodul (Turbogenerator mit Kompressor, Rekuperator, Cooler und Intercooler integriert in einem Stahlbehälter) wird mit hoher Wahrscheinlichkeit einen fossil gefeuerten out-of-pile Test benötigen. Mit gewissen Fertigungsversuchen ist auch zu rechnen.	ja für GT
EFR	Die wesentlichen Komponenten sind getestet.	nein
IFR	Für den Reaktor selbst praktisch keine, da die wesentlichen Komponenten durch die Entwicklung für grosse LMR abgedeckt sind. Für den Wiederaufarbeitungsteil sind jedoch erhebliche Tests vorzusehen.	nein für Reaktor
EA	Abgesehen von allem, was mit dem Beschleuniger und der Einbringung des Protonenstrahls in den Reaktor zusammenhängt, sind wohl Tests vorzusehen für das seismische Verhalten, die maschinellen Einrichtungen zur Brennelement-Handhabung, die Instrumentierung und Inspektion, die Wartung und Reparatur.	ja
Fusion	Komponentenversuche sind Teil des ITER Programmes	ja

Tab. C.3.6: Prototyp/Demonstrationsanlage nötig?

Konzept	Begründung der Angaben	Bewertung
EPR AP600 EFR	In der Fachwelt herrscht überwiegend die Meinung vor, dass für die Realisierung dieser Konzepte weder Prototyp- noch Demonstrationsanlagen nötig sind.	nein
MHTGR IFR	<p>In der Vergangenheit erfolgte die Markteinführung eines Reaktorsystems oft in den beiden Schritten "Pilot- oder Prototyp" und "Demonstrationsanlage". Aus Kostengründen wurde der Prototyp deutlich kleiner als die anvisierte kommerzielle Anlage gehalten, aber dennoch so gross, dass die Extrapolation wesentlicher Komponenten im Rahmen akzeptierter Praxis blieb (meist auf den Faktor 2 begrenzt).</p> <p>Die Demonstrationsanlage war dann das "nullte" Glied der kommerziellen Serie und damit weitestgehend identisch mit den Folgegliedern. Die Bezeichnung (und Betrachtung als) Demonstrationsanlage rührte vor allem daher, dass für diese wesentliche "first of a kind" Ingenieurarbeiten, und ggf. noch bestätigende F+E Arbeiten zusätzlich erbracht und bewertet werden mussten. Auch spielt oft für den Betreiber eine spezielle, einmalige Risikoabsicherung eine Rolle.</p> <p>Für die kleinen Leistungseinheiten, wie sie MHTGR und IFR darstellen, kann angenommen werden, dass wenig Unterschied zwischen einer Prototyp- und einer Demonstrationsanlage besteht. Deshalb die Angabe "eines von beiden", wobei es technisch gesehen relativ belanglos ist, welche Bezeichnung gewählt wird.</p>	eins von beiden
PIUS EA	Auf diese Anlagen mittlerer Leistungsgrösse trifft die vorherige Argumentation für MHTGR und IFR mit Einschränkungen auch zu. Ob sich die Betreiber dem damit verbundenen kommerziellen Risiko aussetzen werden, ist zumindest fraglich.	mindestens eins von beiden
Fusion	Angesichts der im Vergleich zu Spaltreaktoren und deren einschlägigen Erfahrungen völlig andersartigen Technologie des Fusionsreaktors ist davon auszugehen, dass die Schritte "Prototyp und Demonstrationsanlage" vor einer kommerziellen Anwendung getan werden müssen.	ja

**Tab. C.4.1a: Investitionskosten, ohne Kapitaldienst – Angaben der Hersteller**

Allgemeine Anmerkung:

Die Angaben der Hersteller zu den Investitionskosten sind sehr unterschiedlich. Kosten für Reaktoren in oder unweit der Realisierung sind im allgemeinen höher als Schätzwerte für zukünftige Reaktorkonzepte (Papier-Reaktoren), weil häufig die Komplexität der Anlage, die Folgekosten der Auflagen der Sicherheitsbehörden und die Kosten für "nuclear safety grade" Komponenten (ungefähr 3-mal teurer) noch unterschätzt werden. Einen wesentlichen Unterschied in den Kostenangaben stellt man auch zwischen verbindlichen Offerten und unverbindlichen Angaben fest; allerdings können auch die Kosten für Anlagen, die sich bereits im Bau befinden, unterschiedlich sein. Das hängt vom Lohnniveau des jeweiligen Landes ab, aber auch davon, ob es sich um eine Einzel- oder Mehrfachanlage bzw. eine kleine oder grosse Serie handelt. Ein französischer Druckwasserreaktor (1390 MWe) für einen Mehrfachblock ist mehr als 40 % billiger als der äquivalente Reaktor (1256 MWe) in Deutschland [25] als Einzelausführung. Allein die mehrfache Ausführung bringt etwa 20 % Kostenersparnis (reduzierte Engineeringkosten und Nutzung bereits vorhandener Infrastruktur) [30].

Konzept	Begründung der Angaben	Bewertung
EPR	Gemäss [30] kostet eine Einzelanlage 2100\$/kWe; der zweite oder dritte Block einer Mehrfachanlage kostet 1700\$/kWe.	Einzelanlage: 2100\$/kWe Mehrfachanlage: 1700\$/kWe
AP600	Gemäss [5] kostet diese Anlage 1465 \$/kWe (Preisbasis 1989); teuerungskorrigiert [31], entspricht dies 1650 \$/kWe in 1995.	1650 \$/kWe
PIUS	Gemäss [5] kostet diese Anlage 1400 \$/kWe (Preisbasis 1989); teuerungskorrigiert [31], entspricht dies 1575 \$/kWe in 1995.	1575 \$/kWe
MHTGR	Gemäss [5] kostet diese Anlage 1555 \$/kWe (Preisbasis 1989); teuerungskorrigiert [31], entspricht dies 1750 \$/kWe in 1995.	1750 \$/kWe
EFR	Die Vorgabe der Elektrizitätsversorgungsunternehmen war, die EFR-Anlagekosten so gering zu halten, dass die Stromerzeugung mit denen eines LWR wettbewerbsfähig sind. Da durch die bessere Brennstoff-Ausnutzung (höhere Abbrände) des EFR die Brennstoff-Zykluskosten niedriger sind als diejenigen eines LWR, können die Anlagekosten des EFR höher sein. Dieser Aufpreis wird in der Literatur allgemein mit etwa 20 % angenommen. Gegenüber dem EPR mit 2100 \$/kWe würde eine EFR-Einzelanlage somit 2500 \$/kWe kosten. Analog dazu würde eine EFR-Mehrfachanlage 2000 \$/kWe kosten.	Einzelanlage: 2500 \$/kWe Mehrfachanlage: 2000 \$/kWe
IFR	Die Herstellerangabe [5] zeigt Kosten von 1943 \$/kWe für eine Erstanlage und 959 \$/kWe für eine Mehrfachanlage. Umgerechnet auf das Jahr 1995 ergibt dies 2200 \$/kWe bzw. 1100 \$/kWe.	Einzelanlage: 2200 \$/kWe Mehrfachanlage: 1100\$/kWe
EA	Die Autoren des Energy Amplifiers [12] geben an, dass die Investitionskosten (ohne Kapitaldienst) gemäss bester Schätzung 2000 \$/kWe und 1580 \$/kWe für die Erst- bzw. eine Mehrfachanlage betragen.	2000 \$/kWe für Erstanlage 1580 \$/kWe für Mehrfachanlage
Fusion		keine Angaben

**Tab. C.4.1b:** Investitionskosten, ohne Kapitaldienst – Schätzungen der Autoren

Als Basis sollen die für heutige, grosse LWR-Anlagen oft zitierten, ungefähren Kosten von 2000 \$/kWe für Erst- und 1600 \$/kWe für Folgeanlagen auf dem gleichen Standort (Lohnniveau Westeuropa) gelten. Wie unter Tab. C.4.1a erwähnt, beinhaltet die 20 %-ige Reduktion für Folgeanlagen die reduzierten Engineeringkosten aber auch eine bessere Nutzung bereits vorhandener Infrastruktur sowohl beim Zulieferer als auch beim Betreiber.

Ein wichtiger Kostenfaktor ist bedingt durch die Einheitsgrösse der Anlagen ("economy of scale"). Je höher die Einheitsleistung, desto kleiner sind die spezifischen Kosten. In der Reaktortechnik wird oft (bei Verwendung gleicher Technologie) in der Berechnungsformel  $K = K_0 \times (L_0/L)^x$  ein Regressionsfaktor  $x$  von 0.5 angenommen. Da eine kleinere Anlage u.U. auch eine Vereinfachung der Technik mit entsprechenden Einsparungen erlaubt, wurde für die folgenden Betrachtungen ein Regressionsfaktor  $x$  von etwa 0.2 verwendet.

Da die Basiskosten (2000 bzw. 1600 \$/kWe) für grosse LWR gelten, sind für andere Konzepte neben grössenbedingten Zuschlägen noch solche aufgrund der Verwendung einer völlig anderen Technik (z.B. Natrium statt Wasser) zu berücksichtigen.

Konzept	Begründung der Angaben	Bewertung
EPR	Als eine direkte, allerdings verbesserte Weiterentwicklung der LWR Baulinie gelten für den EPR die Basispreise. Je nach Standort und entsprechender Genehmigungspraxis können die Kosten $\pm 10\%$ variieren.	$\pm 10\%$
AP600	Ausser der Kostenerhöhung durch Verlust der "economy of scale" von $\sim 20\%$ sollten für den AP600 dieselben Kosten wie für EPR gelten. (Diese Schätzung wird durch die Tatsache unterstützt, dass Westinghouse aus Kostengründen für den europäischen Markt eine grosse Variante des AP600, den EPP entwickelt.)	$\pm 20\%$
PIUS	Neben der Kostenerhöhung durch die kleinere Leistungsgrösse wird das wesentlich erhöhte Volumen des Primärkreislaufes in einem Spannbetonbehälter die Kosten erhöhen.	+ (20 – 30) %
MHTGR	Zusätzlich zur kleineren Leistungsgrösse bewirkt das grosse Volumen des Primärkreislaufes mit seinen Graphiteinbauten und kleiner Kernleistungsdichte eine Kostenerhöhung.	+ (30 – 40) %
EFR	Die strikte räumliche Trennung von Primärnatrium einerseits und Wasser und Luft andererseits (Zwischenkreislauf und Doppelwandungen) erfordert einen höheren Aufwand.	+ (20 – 30) %
IFR	Zu der Kostenerhöhung durch die Leistungsgrösse ( $\sim 25\%$ ) müssen die Kosten für die Trennung von Primärnatrium einerseits und Wasser/Luft andererseits addiert werden.	+ (40 – 50) %
EA	Gemäss [12] betragen die Zusatzkosten für den Beschleuniger etwa 20 % und können wohl kaum durch Einsparungen bei den Sicherheitseinrichtungen kompensiert werden. Die Kostenerhöhung durch die kleinere Leistungseinheit liegt bei 10 - 20 %.	+ (30 – 40) %
Fusion	Die Autoren sind zu wenig informiert, um sich ein unabhängiges Bild zur Kostenfrage der Fusion zu machen.	

**Tab. C.4.2: Kosten für den Rückbau der Anlagen**

Die Anlagen-Rückbaukosten sind entsprechend der unterschiedlichen Anlagenkonzepte verschieden. Die Autoren schätzen, dass diese Kosten um einen Faktor 2 variieren. Allerdings werden diese Unterschiede durch die verschiedenen nationalen Regelungen und Gesetze zum "Back-end" des Brennstoffkreislaufs und die unterschiedlichen Kosten der Entsorgung überdeckt. Die (nicht diskontierten) Anlagen-Rückbaukosten (inkl. Unvorhergesehenes) werden im Bereich von 140 bis 500 Mio. \$ (1989) für eine 1300 MWe-Anlage je nach Land geschätzt [25], das wären 100 - 400 \$/kWe (1995). Umgerechnet auf die Zeit der ersten Inbetriebnahme der Anlage (30 Jahre Diskontierung, 30 Jahre Betrieb, Diskontsatz 5%) betragen die Rückbaukosten zwischen 25 und 100 \$/kWe, liegen also in der Größenordnung von maximal 5 % der Anlagekosten.

**Tab. C.4.3: Stromerzeugungskosten**

Allgemeine Anmerkung:

Die Stromerzeugungskosten setzen sich (vereinfacht) aus den folgenden Komponenten zusammen: Amortisation der totalen Investitionskosten (direkte Investitionskosten, s. Tab. C. 4.1), Kapitaldienst, Bauherreneigenleistungen und diskontierte Rückbaukosten), Betriebs- und Unterhaltskosten (O&M) und Brennstoff-Zykluskosten. Diese Kosten sind reaktor- aber auch standortspezifisch [25].

Der Kapitaldienst, die Bauherreneigenleistung und die diskontierten Rückbaukosten werden hier vereinfachend global als ein prozentualer Zusatz von 45 % auf die direkten Investitionskosten angenommen<sup>‡</sup>.

Die Amortisation der totalen Investitionskosten erfolgt über die Amortisationsrate (die Abschreibungszeit und Diskontsatz berücksichtigt und für die hier 8 % angenommen wurde) und die Anzahl Betriebsstunden pro Jahr (es wurden 8000 Stunden angenommen).

Die Betriebs- und Unterhaltskosten (O&M) werden hier für alle Reaktoren als gleich angenommen, und zwar 1 US¢/kWh und basiert auf einem Personalbestand von etwa 320 Personen [30] pro Anlage und jährlichen Unterhaltskosten von ca. 30 DM/kWe [30]. Für kleinere Anlagen mögen diese Kosten wohl etwas höher sein, was jedoch hier vernachlässigt wird.

Die Brennstoffzykluskosten variieren von Reaktor zu Reaktor und von Land zu Land, jedoch nur in einer Grössenordnung von ± 10 % um einen Mittelwert von 1 US¢ [25]. Für den schnellen Reaktor wird beansprucht, dass durch den höheren Brennstoff-Abbrand die Brennstoff-Zykluskosten etwa 1/4 niedriger sind als in LWRs.

Konzept	Begründung der Angaben	Bewertung
EPR	Die Stromerzeugungskosten für den EPR betragen etwa 5 US¢/kWh oder etwa 6 Rp/kWh, basierend auf Kapitalamortisation von 3 US¢/kWh und 2 US¢/kWh für O&M und Brennstoff-Zykluskosten.	6.0 Rp/kWh
AP600 PIUS EFR	Die geschätzten 20 % höheren Investitionskosten führen zu einer entsprechend höheren Kapitalamortisation von 3.5 US¢/kWh. Die Stromerzeugungskosten addieren sich somit zu ~ 5.5 US¢/kWh.	6.5 Rp/kWh
MHTGR EA	Die um 30 – 40 % höheren Investitionskosten führen zu einer Kapitalamortisation von ~ 4 US¢/kWh und somit zu 6 US¢/kWh Stromerzeugungskosten.	7.0 Rp/kWh
IFR	Die 40 – 50 % höheren Investitionskosten führen zu Stromerzeugungskosten ~ 6.5 US¢/kWh.	7.5 Rp/kWh
Fusion		keine Angaben

<sup>‡</sup> Gemäss persönlicher Mitteilung der Autoren von [24] ist dieser Zusatz 40 - 50 %.

**Tab. C.5:** Frühester Zeitpunkt der kommerziellen Auftragsreife

Die kommerzielle Auftragsreife, der Zeitpunkt also, zu dem ein Reaktorhersteller einen kommerziellen Auftrag entgegennehmen könnte, hängt einerseits vom Entwicklungs- und Genehmigungsstand (Tab. C.3.2 und C.3.3) und den noch notwendigen Entwicklungsarbeiten (Tab. C.3.4, C.3.5. und C.3.6), aber andererseits auch vom Bearbeitungsaufwand ab. Die früheste kommerzielle Auftragsreife wäre die Zeit, bei der die Entwicklung abgeschlossen werden könnte, wenn stets genügend Unterstützung vorhanden wäre. Bei den Reaktorkonzepten, für die die Entwicklung weiterhin ruht, wird die tatsächliche Auftragsreife später als die frühestens mögliche sein.

Konzept	Begründung der Angaben	Bewertung
EPR AP600	Hierfür sind weder Komponententests noch Demonstrationsanlage nötig. Die Genehmigungen werden in den nächsten zwei Jahren erwartet, so dass um das Jahr 2000 kommerzielle Aufträge entgegengenommen werden können.	2000
EFR	Die Demonstrationsanlage des EFR ist Superphénix, so dass eigentlich der "detailed design" und die Genehmigung erarbeitet werden müssen.	2005
PIUS MHTGR IFR	Für diese drei Anlagentypen sind nur noch wenige Komponententests nötig, aber es wird eine Prototyp- oder Demonstrationsanlage geplant und gebaut werden müssen, um die Technik in der Gesamtheit zu erproben. Falls der Bearbeitungsaufwand gross genug wäre, was er momentan nicht ist, könnte frühestens um das Jahr 2010 eine solche Anlage bestellt werden.	2010
EA	Der Energy Amplifier ist mitten in der Phase des Machbarkeitsnachweises und der Konzeptfindung. Anschliessend werden die spezifischen F+E-Arbeiten, der "basic design" und die Komponententests folgen. Das könnte bei entsprechend hohem Aufwand in etwa 10 Jahren zu erreichen sein. Die Genehmigungsaktivitäten, die Planung und der Bau einer Demonstrationsanlage werden noch einmal etwa 10 Jahre dauern, so dass wohl nicht vor 2020 ein kommerzieller EA bestellt werden könnte. Mit höchster Priorität wären durch Überlappung beider Phasen ca. 5 Jahre zu gewinnen.	2020.
Fusion	Da die physikalisch-technische Machbarkeit der Fusion bis jetzt noch nicht gezeigt werden konnte, ist nicht zu erwarten, dass entsprechende Reaktoranlagen vor Mitte des nächsten Jahrhunderts kommerzielle Reife erlangen.	~2050



## Anhang D: Abkürzungen

<b>ABB:</b>	<b>Asea Brown Boveri (S/CH)</b>
<b>ABWR:</b>	<b>Advanced Boiling Water Reactor (USA/JPN)</b>
<b>AGR:</b>	<b>Advanced Gas-cooled Reactor (GB)</b>
<b>ALARA:</b>	<b>As Low As Reasonably Achievable (Prinzip)</b>
<b>ALMR:</b>	<b>Advanced Liquid Metal Reactor (USA)</b>
<b>ALWR:</b>	<b>Advanced Light Water Reactors (USA)</b>
<b>APWR:</b>	<b>Advanced Pressurized Water Reactor (USA)</b>
<b>BBC:</b>	<b>Brown Boveri Company (CH)</b>
<b>BWR:</b>	<b>Boiling Water Reactor (→ SWR)</b>
<b>CAPRA:</b>	<b>Consommation Accrue du Plutonium dans des Réacteurs Avancés (Programm, F)</b>
<b>CDF:</b>	<b>Core Damage Frequency (Kernschmelzhäufigkeit)</b>
<b>CEA:</b>	<b>Commissariat à l'Énergie Atomique (F)</b>
<b>CORE:</b>	<b>Commission Fédérale pour la Recherche Énergétique (CH)</b>
<b>DOE:</b>	<b>Department of Energy (USA)</b>
<b>DWR:</b>	<b>Druckwasserreaktor</b>
<b>EA:</b>	<b>Energy Amplifier</b>
<b>EFR:</b>	<b>European Fast Reactor (EUR)</b>
<b>EGES:</b>	<b>Expertengruppe "Energieszenarien" (CH)</b>
<b>EPFL:</b>	<b>Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (CH)</b>
<b>EPP:</b>	<b>European Passive PWR (EUR)</b>
<b>EPR:</b>	<b>European Pressurized Water Reactor (F/D)</b>
<b>ESBWR:</b>	<b>European Simplified Boiling Water Reactor (USA)</b>
<b>ETHZ:</b>	<b>Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (CH)</b>
<b>EUR:</b>	<b>European Utility Requirements (F/D, EUR)</b>
<b>FDA:</b>	<b>Final Design Approval (USA)</b>
<b>GaU:</b>	<b>Grösste für die Auslegung der Anlage anzunehmende Unfall</b>
<b>GE:</b>	<b>General Electric (USA)</b>
<b>GESAR:</b>	<b>Generic Safety Analysis Report (USA)</b>
<b>GRS:</b>	<b>Gesellschaft für Reaktorsicherheit (D)</b>
<b>GT:</b>	<b>Gasturbine</b>
<b>HTR:</b>	<b>Hochtemperatur-Reaktor (D)</b>
<b>HTGR:</b>	<b>High-Temperature Gas-Cooled Reactor</b>
<b>IAEA/IAEO:</b>	<b>International Atomic Energy Agency / Internationale Atomenergieorganisation (A)</b>
<b>IFR:</b>	<b>Integral Fast Reactor (USA)</b>
<b>INL:</b>	<b>Idaho National Laboratory (USA)</b>
<b>INSAG:</b>	<b>International Nuclear Safety Advisory Group (IAEA)</b>
<b>INFCE:</b>	<b>International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (IAEA)</b>
<b>IPSN:</b>	<b>Institut pour la Sûreté Nucléaire (F)</b>
<b>ITER:</b>	<b>International Thermonuclear Experimental Reactor</b>
<b>JAERI:</b>	<b>Japan Atomic Energy Research Institute (JPN)</b>
<b>KEPCO:</b>	<b>Korean Electric Power Corporation (KOR)</b>
<b>KKG:</b>	<b>Kernkraftwerk Gösgen-Däniken (CH)</b>
<b>KWU:</b>	<b>Kraftwerk-Union (D)</b>

<b>LANL:</b>	<b>Los Alamos National Laboratory (USA)</b>
<b>LMFBR:</b>	<b>Liquid-Metal, Fast Breeder Reactor (→ SBR)</b>
<b>LOCA:</b>	<b>Loss-of-Coolant-Accident (Kühlmittelverluststörfall)</b>
<b>LRF:</b>	<b>Large Release Frequency</b>
<b>LWR:</b>	<b>Leichtwasserreaktor, Light Water Reactor</b>
<b>MA:</b>	<b>Minor Actinides (höhere Actiniden)</b>
<b>MHTGR:</b>	<b>Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor (USA)</b>
<b>MOX:</b>	<b>Mischoxyd</b>
<b>MRS:</b>	<b>Mess-, Regel- und Steuersysteme</b>
<b>NAGRA:</b>	<b>Nationale Genossenschaft für die Lagerung Radioaktiver Abfälle (CH)</b>
<b>NPI:</b>	<b>Nuclear Power International (F/D)</b>
<b>NWA:</b>	<b>Nachwärmeabfuhr</b>
<b>O&amp;M:</b>	<b>Operation and Maintenance (Betrieb und Unterhalt)</b>
<b>OECD:</b>	<b>Organisation for Economic Co-operation and Development (F)</b>
<b>OMEGA</b>	<b>Options making extra gains of actinides and fission products (Programm, JPN)</b>
<b>PFR:</b>	<b>Prototype Fast Reactor (GB)</b>
<b>PIUS:</b>	<b>Process Inherent Ultimate Safety (S)</b>
<b>PRA:</b>	<b>Probabilistic Risk Assessment</b>
<b>PWR:</b>	<b>Pressurized Water Reactor</b>
<b>RIA:</b>	<b>Reactivity Induced Accident (Reaktivitätsinduzierter Störfall)</b>
<b>RDB:</b>	<b>Reaktordruckbehälter (Reaktordruckgefäß)</b>
<b>SBO:</b>	<b>Station black-out (Verlust aller Stromversorgungsquellen)</b>
<b>SBR:</b>	<b>Schneller Brutreaktor (→ LMFBR)</b>
<b>SBWR</b>	<b>Simplified Boiling Water Reactor (USA)</b>
<b>SWR:</b>	<b>Siedewasserreaktor (→ BWR)</b>
<b>TMI:</b>	<b>Three Mile Island (USA)</b>
<b>URD:</b>	<b>Utility Requirements Document (USA)</b>
<b>US NRC:</b>	<b>United States Nuclear Regulatory Commission (USA)</b>
<b>WEC:</b>	<b>World Energy Council (GB)</b>

## Anhang E: Glossar

<b>Actiniden (höhere)</b>	Alle Elemente des periodischen Systems jenseits von Actinium (Atomzahl $\geq 89$ ), also auch Thorium, Uran und Plutonium. Neptunium und Actiniden mit $A \geq 95$ (d.h. Americium, Curium, ...) werden als höhere Actiniden bezeichnet. Da "höhere Actiniden" irreführend sein kann, wird meist die präzisere englische Bezeichnung "minor actinides" verwendet.
<b>Back-end</b>	Bezeichnet den Teil eines ( $\rightarrow$ ) Brennstoffzyklus nach der Energieumwandlung. Im Falle des nuklearen Brennstoffzyklus umfasst das Back-end alle Prozessschritte nach dem Brennstoffeinsatz im Reaktor, also allfällige Wiederaufarbeitung und Entsorgung bis hin zur Endlagerung des radioaktiven Abfalls.
<b>Brennstoffzyklus (, ~kreislauf)</b>	Die Gesamtheit aller Prozessschritte bei einem Energieumwandlungssystem von Prospektion und Brennstoffförderung, über Fabrikation, Energieerzeugung und Wiederaufarbeitung bis Entsorgung von Abfällen.
<b>Brennstoffzyklus geschlossen</b>	Ein nicht ( $\rightarrow$ ) offener Brennstoffzyklus. Der Grad der Schliessung (d.h. der Ausmass der Verwertung der Reststoffe bzw. der Reduktion der Abfallmenge) kann unterschiedlich sein: Der nukleare Brennstoffzyklus kann eine einfache oder mehrfache Rezyklierung von Plutonium, die Rezyklierung der höheren Actiniden oder gar die Verbrennung langlebiger Spaltprodukte umfassen. Daher kann man von einer mehr oder weniger weitergehenden Schliessung des Brennstoffzyklus reden.
<b>Brennstoffzyklus offen</b>	Ein Zyklus ohne Rezyklierung von Wertstoffen nach einem einmaligen Energieumwandlungsschritt ("once-through"). Beim nuklearen Brennstoffzyklus bedeutet dies eine direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente ohne Wiederaufarbeitung.
<b>evolutionär</b>	Bezeichnung für technische Weiterentwicklungen, die stark auf angesammelter Erfahrung und bewährten Komponenten und Systemen aufbauen und neuartige Elemente graduell und behutsam einführen. Solche Entwicklungen bedürfen keiner Prototyp- oder Demonstrationsanlage.
<b>Hybridsysteme</b>	Reaktorsysteme bestehend aus einem unterkritischen (d.h. eine Kettenreaktion nicht selbsterhaltenden) Reaktor und einem Beschleuniger, der die für die Aufrechterhaltung der Kettenreaktion notwendigen fehlenden Neutronen liefert.
<b>inhärente Sicherheit</b>	Bezeichnet eine Komponente oder ein System, dessen Verhalten nach einem Störfall (intern oder extern) direkt und eindeutig (aufgrund physikalischer Gesetze) in einen sicheren Zustand führt (Quelle: IAEA).

<b>innovativ</b>	Bezeichnung für technische Entwicklungen, die in verstärktem Mass von bestehenden Konzepten abweichen bzw. Gebrauch von neuartigen (→ passiven) Komponenten, Systemen oder (→ inhärenten Sicherheits-) Eigenschaften machen. Solche Entwicklungen werden in der Regel mit der Notwendigkeit einer Prototyp- oder Demonstrationsanlage konfrontiert.
<b>kommerzielle Anlage</b>	Eine Anlage, die auf dem Markt verfügbar (d.h. bestellbar) und nach gängigen Kriterien wirtschaftlich betreibbar ist. Idealerweise ist eine solche Anlage irgendwo bereits realisiert, hat aber auf jeden Fall das Stadium der Detailplanung überschritten und ist mindestens mit einer Typenprüfung ausgestattet.
<b>Kühlmittelverlust-Störfall</b>	Störfall bei einem Kernreaktor, bei welchem Kühlmittel (bei LWR Wasser) verlorengelht (z.B. infolge eines Leitungsbruches). Wird dieser Verlust nicht kompensiert, kann es auch bei abgeschaltetem Reaktor aufgrund der entstehenden (→) Nachwärme zu einem Schmelzen des Kernbrennstoffes kommen.
<b>Langzeitrisiko von Endlagern</b>	“Restrisiko” für die Umwelt (Biosphäre), das von einem Endlager für radioaktive Abfälle unter Berücksichtigung aller Barrieren ausgeht. Aufgrund der Langlebigkeit gewisser Isotope (→ Actiniden, Spaltprodukte), kann dieses Risiko sehr langfristig sein.
<b>Nachhaltigkeit</b>	Anderes Wort für “nachhaltige Entwicklung” (sustainability), d.h. den Zustand eines Systems, das sich so verhält, dass es nach menschlichem Ermessen über unbeschränkte Zeiträume ohne grundsätzliche oder unsteuerbare Veränderungen im Rahmen der gegebenen Umwelt existenzfähig bleibt und vor allem nicht in den Zustand der Grenzüberziehung gerät (Quelle: Meadows/Randers).
<b>Nachwärme</b>	Energie, die beim radioaktiven Zerfall der beim Spaltprozess entstehenden nichtstabilen (→) Spaltprodukte freigesetzt wird. Diese Energie wird auch beim abgeschalteten Reaktor erzeugt und nimmt etwa exponentiell mit der Zeit ab; in den ersten Stunden nach der Reaktorabschaltung liegt sie in der Grössenordnung einiger Prozente der thermischen Nennleistung des Reaktors.
<b>Neutronenspektrum (schnell, thermisch)</b>	Statistische Verteilung der kinetischen Energie der in einem “multiplizierenden Medium” (z.B. einem Reaktorkern) vorhandenen Neutronenpopulation. Weist diese Verteilung vorwiegend Neutronen mit Energien höher als 0,1 MeV auf, spricht man von einem “schnellen Spektrum”; befindet sich ein wesentlicher Anteil der Neutronen im thermischen Gleichgewicht mit dem umgebenden Medium (wahrscheinlichste Neutronengeschwindigkeit 2200 m/s), spricht man von einem “thermischen Spektrum”.
<b>passive Komponenten und Systeme</b>	Komponenten, deren Funktion von keiner externen Zufuhr (Energie oder Auslöse- bzw. Steuerungssignal) abhängt, bzw. Systeme, die ausschliesslich passive Komponenten und Strukturen beinhalten oder aktive Komponenten nur in sehr beschränktem Ausmass benötigen, um anschliessende passive Operationen auszulösen (Quelle: IAEA).

<b>Proliferation</b>	(Unkontrollierte) Verbreitung von Atomwaffen und daher auch von Spaltstoffen (hauptsächlich hochangereichertes Uran oder Plutonium) und Technologie aus der zivilen Nutzung der Kernenergie, die zur Herstellung von Atomwaffen missbraucht werden könnten.
<b>Radiotoxizität</b>	Mass für die Gesundheitsschädlichkeit eines Radionuklides. Strahlenart, Strahlenenergie, Resorption usw. beeinflussen den Grad der Radiotoxizität eines Radionuklides (Quelle: KfK).
<b>Reaktivität</b>	Mass für das Abweichen eines Reaktors aus dem kritischen Zustand (d.h. dem Gleichgewicht zwischen der im Laufe des Spaltprozesses jederzeit erzeugten und vernichteten Neutronen). Ist die Reaktivität positiv, steigt die Reaktorleistung an; bei negativer Reaktivität sinkt der Leistungspegel bzw. der Reaktor wird nuklear abgeschaltet (Quelle: KfK).
<b>Reaktivitätsstörfall</b>	Störfall bei einem Kernreaktor, bei welchem dem Reaktorkern unbeabsichtigt positive ( $\rightarrow$ ) Reaktivität zugeführt wird. Dies kann z.B. durch unbeabsichtigtes Herausfahren von Kontrollstäben oder Verdünnung des im Kühlmittel eines DWR gelösten Bors geschehen.
<b>Spaltprodukte</b>	Nuklide, die als Fragmente eines Atomkernes (z.B. Uran- oder Plutoniumkern) nach seiner Spaltung durch Neutronenbeschuss entstehen, und die Produkte ihres allfälligen Zerfalls. Typische, das Inventar des Reaktorkerns charakterisierende Spaltprodukt nuklide sind $^{131}\text{I}$ , $^{90}\text{Sr}$ , $^{137}\text{Cs}$ ; für das Endlager relevant sind vor allem $^{99}\text{Tc}$ , $^{135}\text{Cs}$ und $^{129}\text{I}$ .
<b>Thorium-Uranium-Zyklus</b>	Nuklearer ( $\rightarrow$ ) Brennstoffzyklus mit dem Element Thorium als Ausgangsbasis: Durch Neutronenbeschuss entsteht aus dem natürlichen Isotop $\text{Th}^{232}$ das in der Natur nicht vorkommende spaltbare Isotop $\text{U}^{233}$ .
<b>Uranium-Plutonium-Zyklus</b>	Nuklearer ( $\rightarrow$ ) Brennstoffzyklus mit dem Element Uran als Ausgangsbasis: Während das natürliche Isotop $\text{U}^{235}$ durch Neutronenbeschuss direkt gespalten werden kann, entsteht durch Beschuss und Einfang von Neutronen im natürlichen Isotop $\text{U}^{238}$ das in der Natur nicht vorkommende spaltbare Isotop $\text{Pu}^{239}$ .
<b>Wiederaufarbeitung</b>	Anwendung chemischer Verfahren, um aus dem nuklearen Brennstoff nach seinem Einsatz im Reaktor die Wertstoffe (das noch vorhandene Uran und das neu entstandene Plutonium) von den ( $\rightarrow$ ) Spaltprodukten und eventuell nicht weiter genutzten ( $\rightarrow$ ) höheren Actiniden zu trennen. Auf industriellem Massstab finden heute nasschemische Wiederaufbereitungsverfahren Anwendung; für die Zukunft fasst man auch elektrochemische Verfahren ins Auge.