



Die Inbetriebnahme von Wendelstein 7-X: der Beitrag des Stellarators zur Fusionsforschung

Robert Wolf und das W7-X Team^{*)}

robert.wolf@ipp.mpg.de

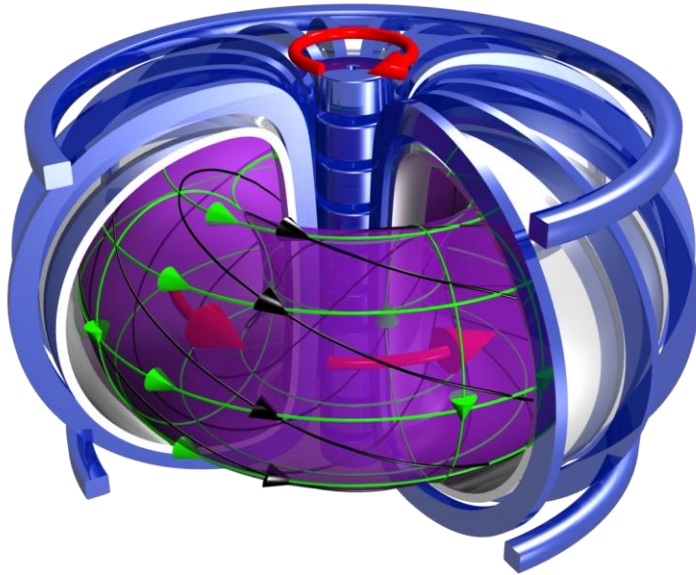
^{*)} siehe Autorenliste Bosch et al. Nucl. Fusion 53 (2013) 126001



- Kernfusion und magnetischer Einschluss
 - Noch ein paar ergänzende Bemerkungen
- Der Stellarator
 - Stellarator-Optimierung
- Wendelstein 7-X
 - Design & Aufbau
 - Inbetriebnahme und erstes Plasma
 - Ausblick
- HELIAS Kraftwerkskonzept

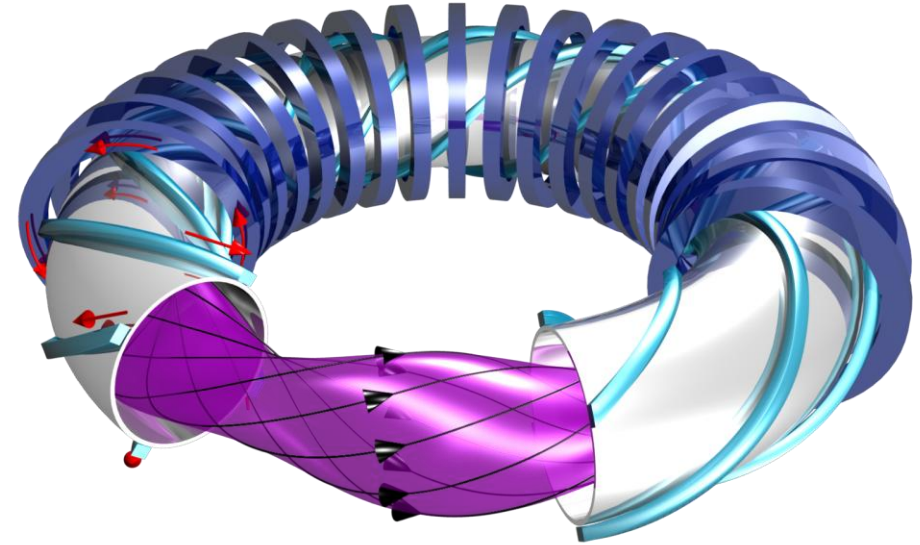
- Kernfusion und magnetischer Einschluss
 - Noch ein paar ergänzende Bemerkungen
- Der Stellarator
 - Stellarator-Optimierung
- Wendelstein 7-X
 - Design & Aufbau
 - Inbetriebnahme und erstes Plasma
 - Ausblick
- HELIAS Kraftwerkskonzept

Tokamak (2D)



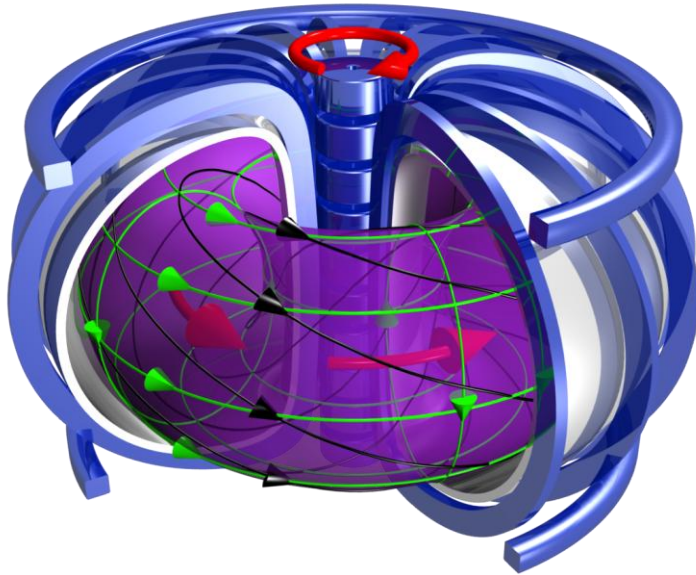
Großer Teil des Magnetfelds stammt von Plasmastrom (Transformatorprinzip)

Stellarator (3D)



Magnetfeld hauptsächlich von externen Spulen erzeugt

Tokamak (2D)

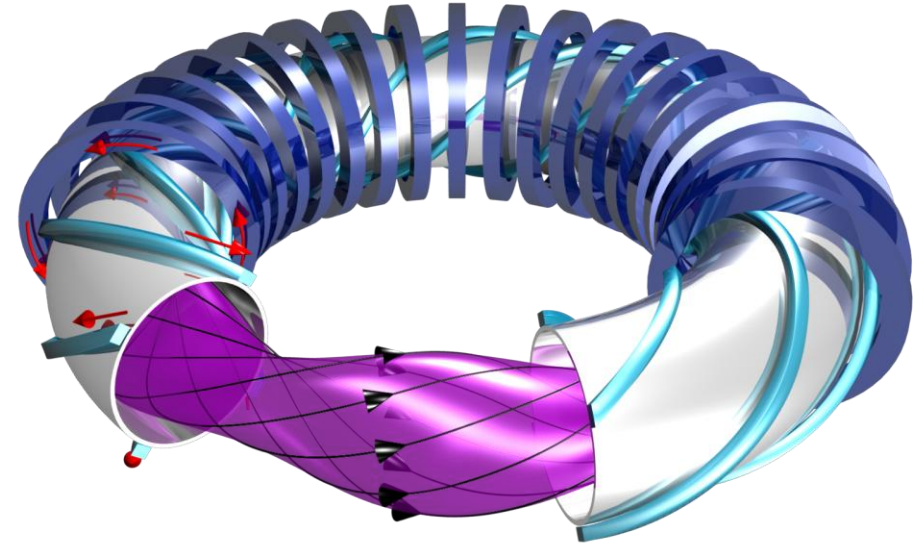


**Weiter entwickelt aber gepulst;
stationärer Betrieb wirft
Effizienzfrage auf**

ITER ist ein Tokamak

**Erstmalig (kontrollierte)
Energieerzeugung durch Fusion**

Stellarator (3D)



**Vorteilhafte Eigenschaften für ein
Kraftwerk (intrinsisch stationär)**

W7-X ist ein Stellarator

**Nachweis, dass Plasmaeigenschaften
grundsätzliche Anforderungen für ein
Kraftwerk erfüllen (kein Tritium)**

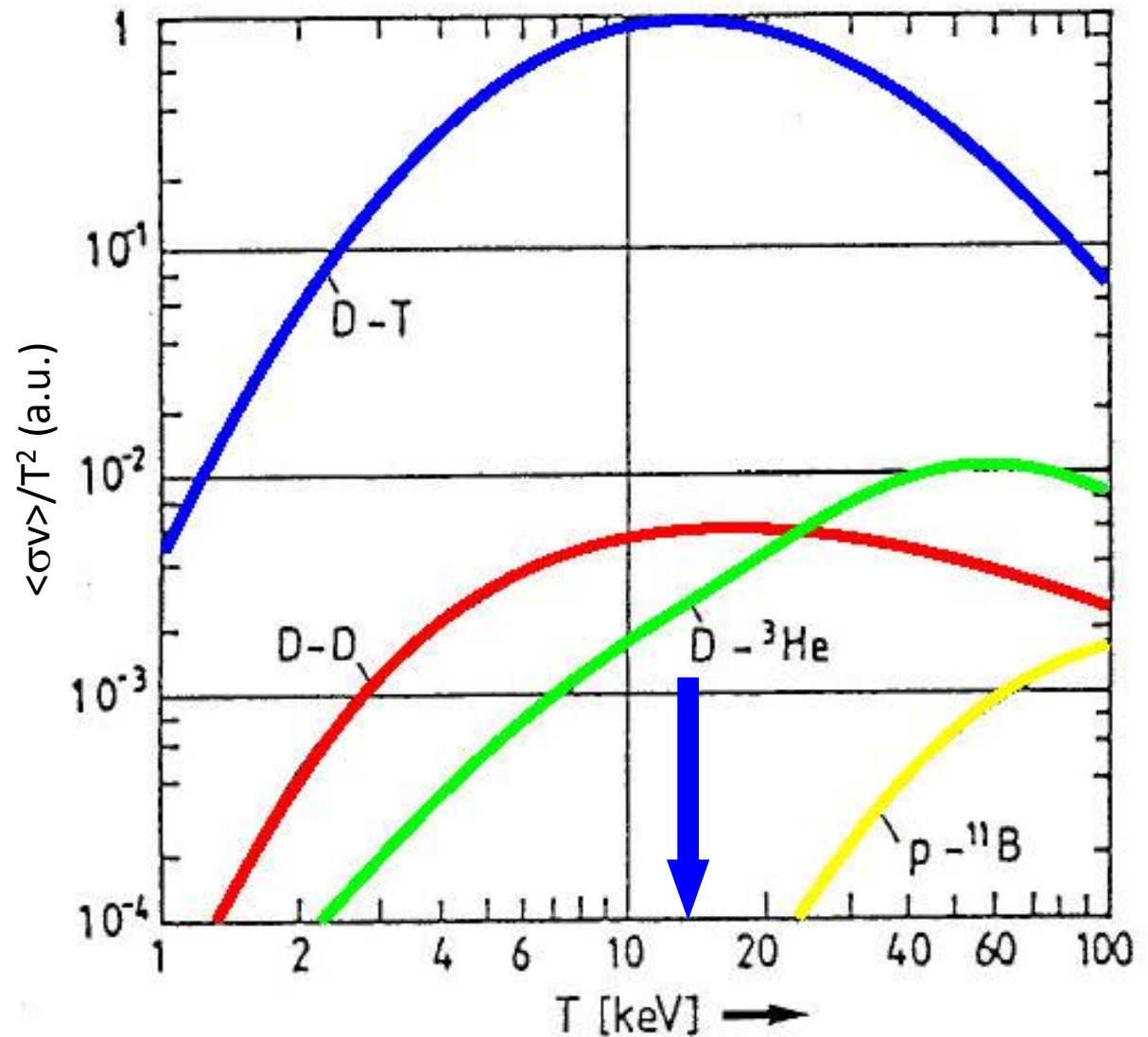
$$R = n_D n_T \langle \sigma v \rangle$$

$$= p^2 \frac{\langle \sigma v \rangle}{T^2}$$

$$\propto \frac{\langle \sigma v \rangle}{T^2}$$

**Optimaler Temperatur-
Bereich 10 – 20 keV**

(~ 100 Mio. K)



Plasmastabilität

$$\beta = \frac{p}{B^2/2\mu_0} \leq 5\%$$

Aus technischen Gründen $B \sim 5T$ (Supraleitung, mechanische Kräfte)

$$p \leq 5bar$$

Daraus folgt mit optimaler Temperatur (D-T-Reaktion) $\sim 10 keV$

$$n \sim 10^{20} m^{-3}$$

Aus Leistungsbilanz folgt Tripelprodukt (D-T fusion)

$$nT\tau_E > 3 \cdot 10^{21} keV m^{-3} s$$

Mit n und T erhält man (Maß für Wärmeisolation)

$$\tau_E > 3s$$

$$Q = P_{fusion}/P_{heating} \sim 30$$

$$\text{und } \tau_E \sim 3s$$

$$P_{thermal} = P_{fusion} \sim 3 GW$$

$$P_{electric} \sim 1 GW$$

Plasmastabilität

$$\beta = \frac{p}{B^2/2\mu_0} \leq 5\%$$

Aus technischen Gründen $B \sim 5T$ (Supraleitung, mechanische Kräfte)

$$p \leq 5bar$$

Daraus folgt mit optimaler Temperatur (D-T-Reaktion) $\sim 10 keV$

$$n \sim 10^{20} m^{-3}$$

Aus Leistungsbilanz folgt Tripelprodukt (D-T fusion)

$$nT\tau_E > 3 \cdot 10^{21} keV m^{-3} s$$

Mit n und T erhält man (Maß für Wärmeisolation)

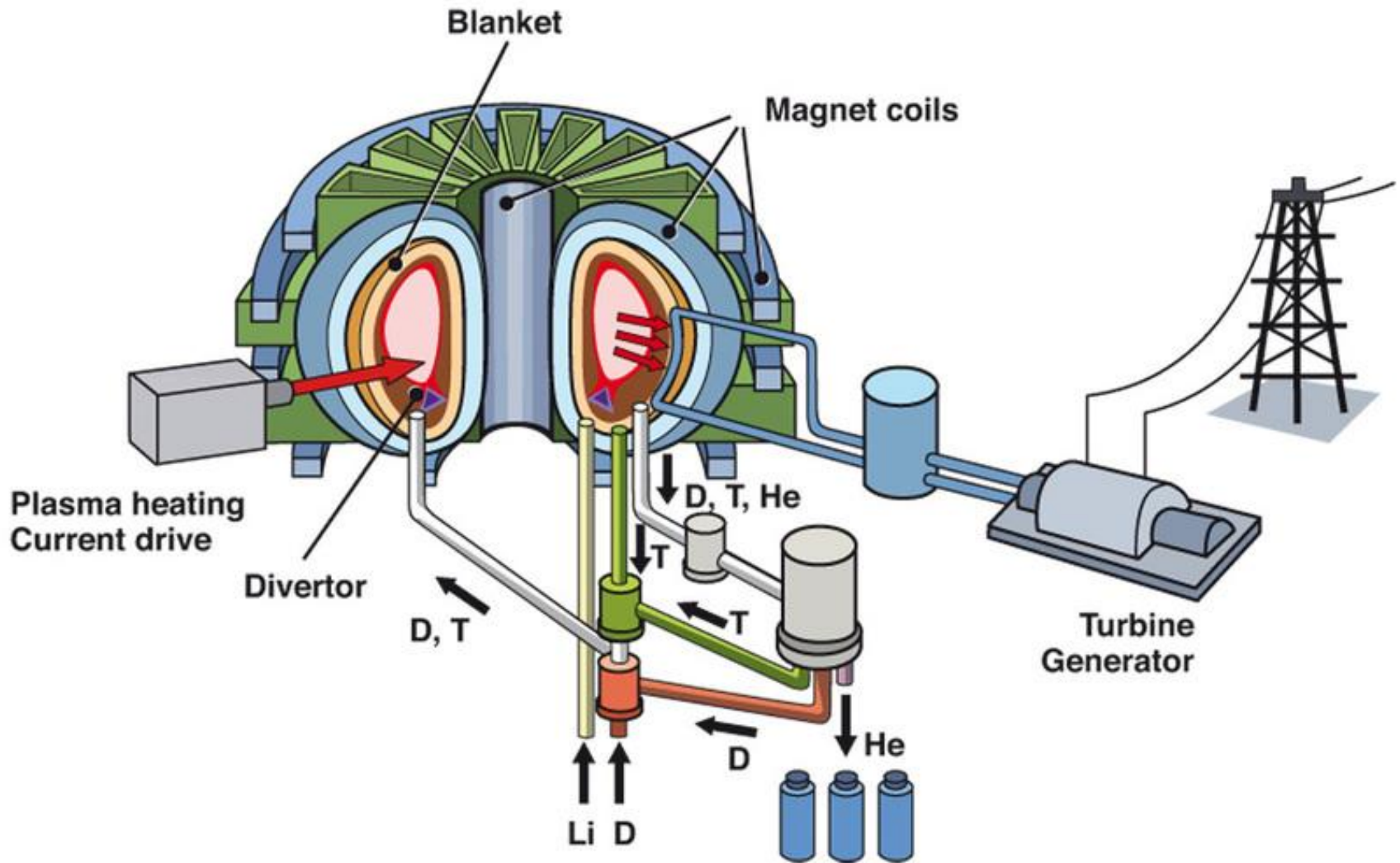
$$\tau_E > 3s$$

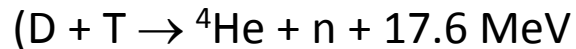
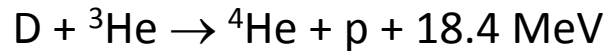
Erreicht

$T > 10 keV$ ✓

$n > 10^{20} m^{-3}$ ✓

$\tau_E \sim 1 sec$ × 10





1. Problem

Um niedrigeres $\langle\sigma v\rangle$ zu kompensieren
– Faktor 100 – müsste Druck Faktor 10
höher sein

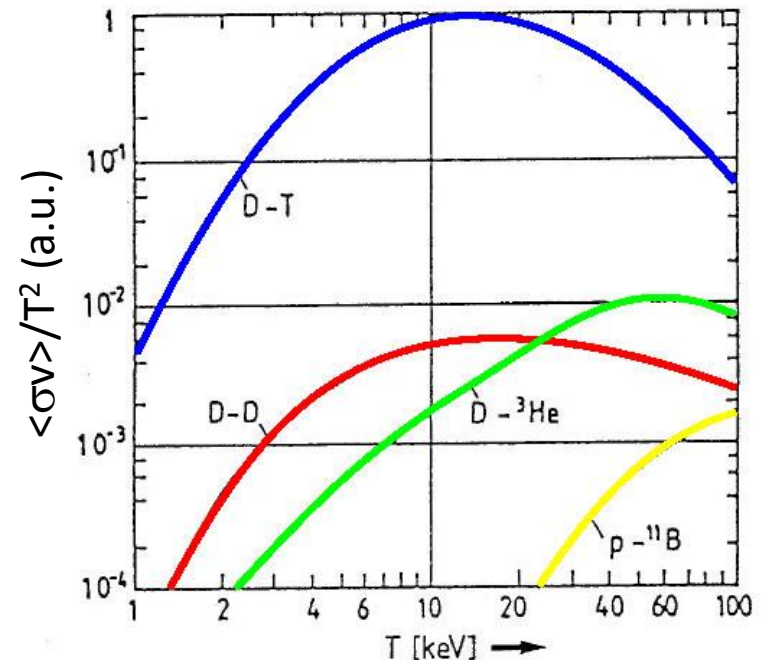
Wegen $\beta = p / B^2 / 2\mu_0$ müsste β Faktor
10 oder B Faktor ~ 3 höher sein

2. Problem

Neutron aus D-T-Reaktion trägt 4/5 der Energie und deponiert diese im Blanketvolumen (wechselwirkt nicht mit dem Plasma), muss also nicht durch Oberfläche eines Wärmetauschers vom Plasma in ein Kühlmittel transportiert werden (max. Wärmeflüsse bei D-T-Fusion $\sim 10 \text{ MW/m}^2$)

3. Problem (bei D, ${}^3\text{He}$)

Woher kommt das ${}^3\text{He}$?



- ... guten Einschluss (thermische Isolation, hinreichend großes τ_E) des Hochtemperaturplasmas (10 – 20 keV) durch das Magnetfeld
- ... hinreichend mäßigen Einschluss der Verunreinigungen (He-Asche)
- ... guten Einschluss der schnellen Ionen (α - Teilchen bei 3.5 MeV) durch das Magnetfeld
- ... Stabilität des Plasmas bei endlichem Druck (Plasma- β):
$$P_f \sim n^2 \langle \sigma v \rangle \sim p^2 \langle \sigma v \rangle / T^2 \sim p^2 \sim \beta^2 B^4$$
- ... Wärme und Teilchenabfuhr
- ... ein Blanket für das Erbrüten von Tritium aus Lithium

- Kernfusion und magnetischer Einschluss
 - Noch ein paar ergänzende Bemerkungen
- **Der Stellarator**
 - Stellarator-Optimierung
- Wendelstein 7-X
 - Design & Aufbau
 - Inbetriebnahme und erstes Plasma
 - Ausblick
- HELIAS Kraftwerkskonzept

- **Intrinsisch stationär**
 - Höhere Effizienz denkbar
- **Keine stromgetriebenen Instabilitäten**
 - “Weiche” Stabilitätsgrenzen
- **Keine Disruptionen**
 - Einfachere Auslegung der Komponenten im Plasmagefäß
- **Sehr hohe Plasmadichte möglich**
 - Betrieb am optimaler Temperatur für D-T denkbar (10 – 20 keV)

- **3D Magnetfeldanordnung**

- Im Allgemeinen schlechter Einschluss des thermischen Plasmas
- Im Allgemeinen schlechter Einschluss der schnellen Ionen
- Tendenz Verunreinigungen anzusammeln
- Komplexere Anordnung der Komponenten im Plasmagefäß (Divertor, Blanket)
- Komplexere Spulenanordnung

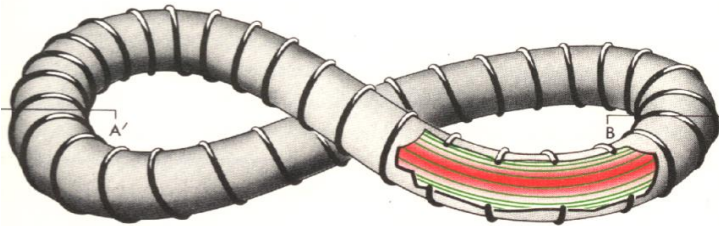
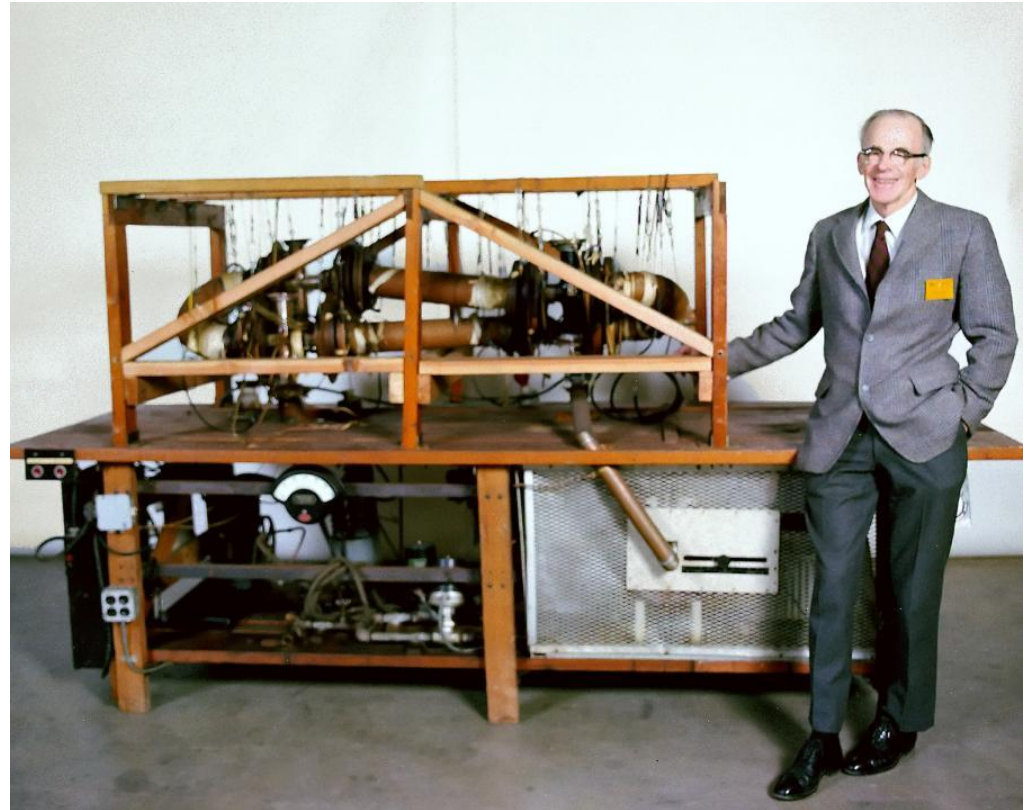
Stellarator-
Optimierung

Entwicklung
Plasmaszenario

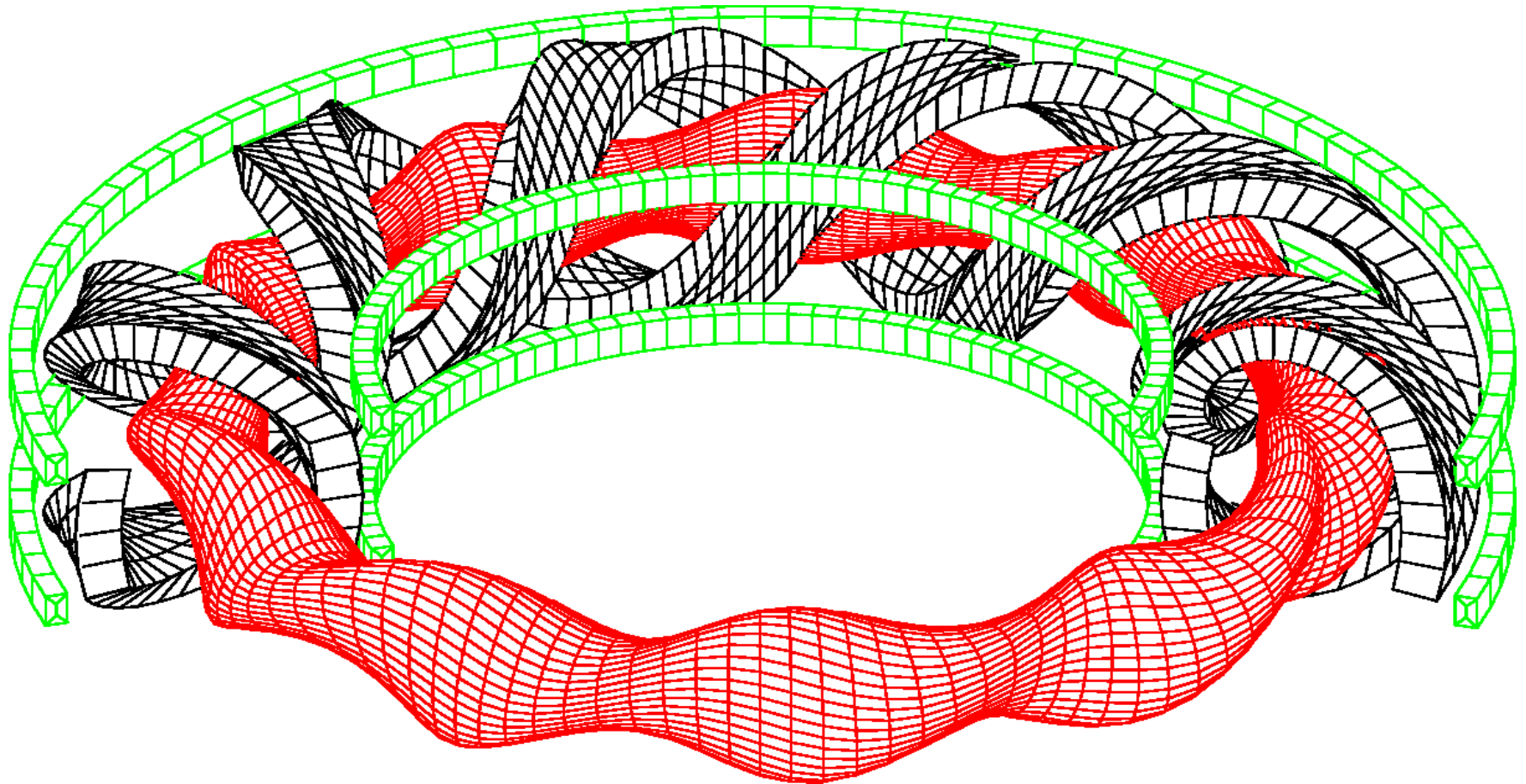
Ingenieur-Technik

Figur-8 Stellarator
PPPL, Princeton, USA

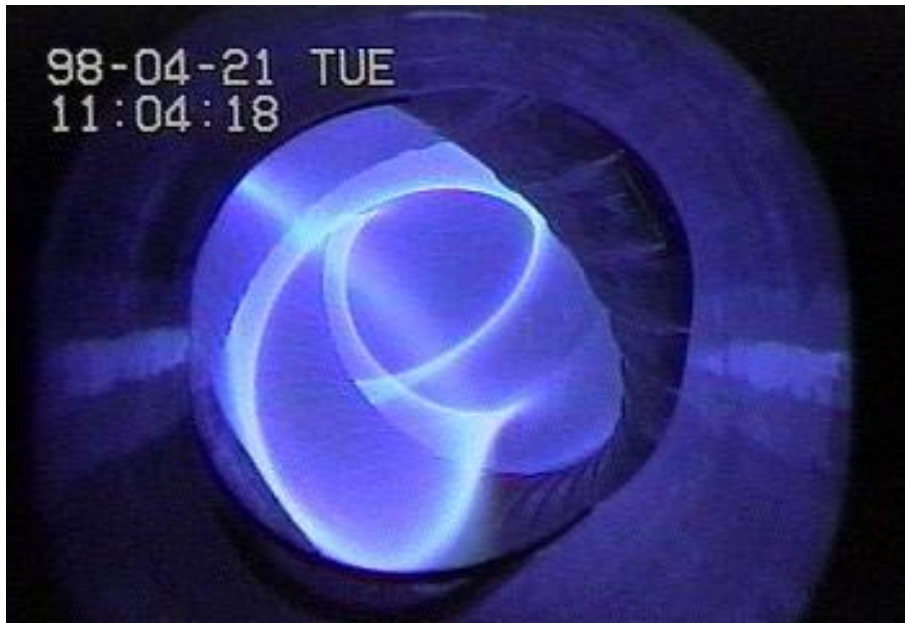
Lyman Spitzer, 1953
Rotational transform:
 $1/2\pi = 0.5$



Heliotron
– keine Toroidal­feldspulen



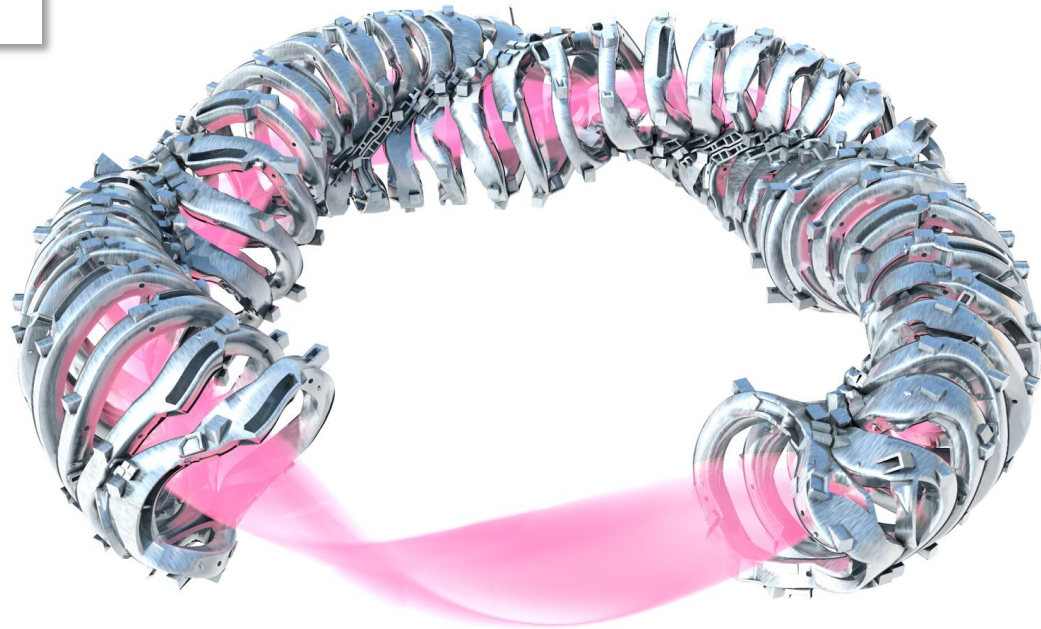
Large Helical Device (LHD, Japan)




Wendelstein 7-X (W7-X)

– Modulare Spulen

– $i/2\pi \approx 1$



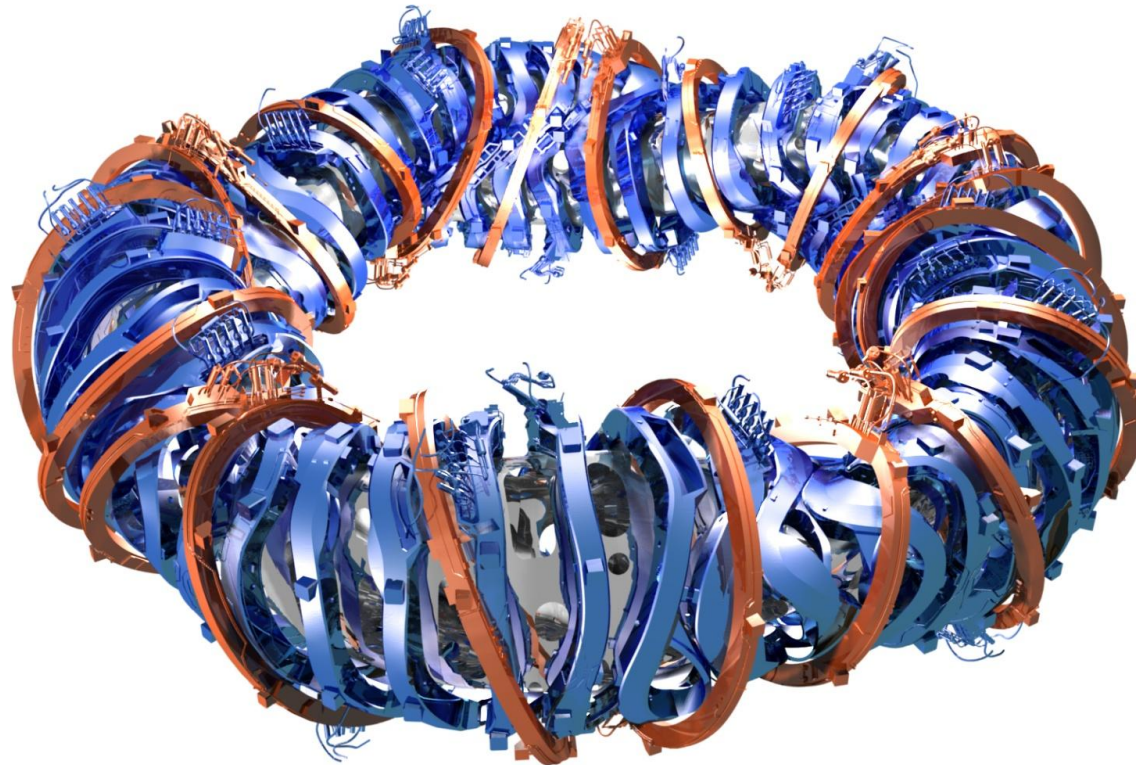
- Kernfusion und magnetischer Einschluss
 - Noch ein paar ergänzende Bemerkungen
- **Der Stellarator**
 - **Stellarator-Optimierung**
- Wendelstein 7-X
 - Design & Aufbau
 - Inbetriebnahme und erstes Plasma
 - Ausblick
- HELIAS Kraftwerkskonzept

1. Geschlossene Flussflächen / geringe Störfelder
2. Gleichgewichts-Eigenschaften bei endlichem β (5%)
3. MHD Stabilität bei endlichem β (5%)
4. Reduzierter stoßbedingter Transport (thermisches Plasma)
5. Einschluss der α -Teilchen (schnelle Ionen)
6. Kompatibilität von Magnetfeld und Divertor (Energie und Teilchenabfuhr)
7. Geringe Plasmaströme 
8. Baubare modulare Spulen
9. Reduktion des turbulenten Transports

Spezielle Eigenschaft von W7-X:
Plasma und Magnetfeld soweit
wie möglich entkoppelt

Wendelstein 7-X Spulenanordnung

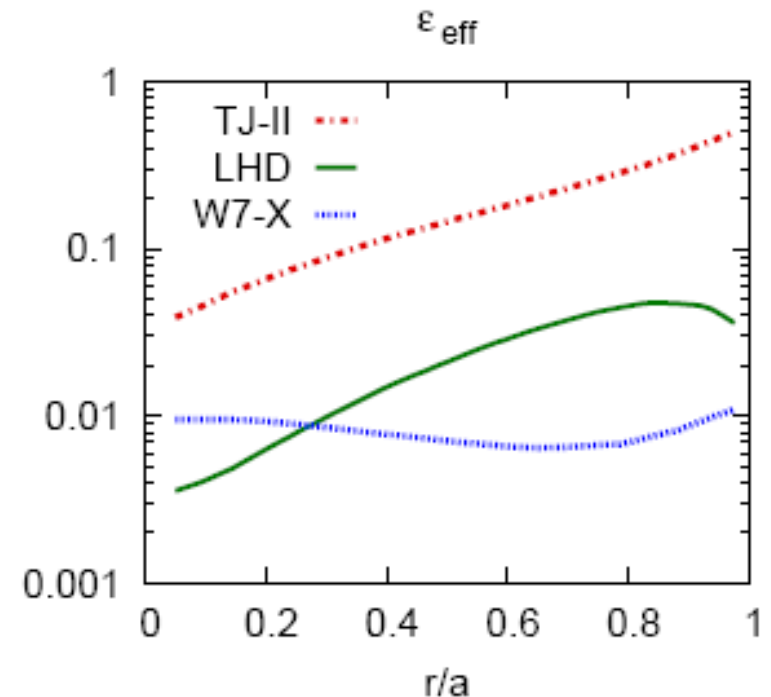
- Optimierung erforderte Hochleistungscomputer
- Design und Bau erfordert moderne Computertechnologie (3D CAD, FEM Berechnungen, präzise Metrologie)



- Problem ist 3D Anordnung des Magnetfelds (Abwesenheit toroidaler Symmetrie) und die daraus folgende starke Modulation der Magnetfeldstärke entlang der Magnetfeldlinien
- Daraus folgt, dass der der stoßbedingte Transport (binäre Coulomb-Stöße) deutlich höher ist als in Tokamaks

$$\chi_e \propto \frac{\epsilon_{eff}^{3/2} T^{7/2}}{n R_o^2 B_0^2}$$

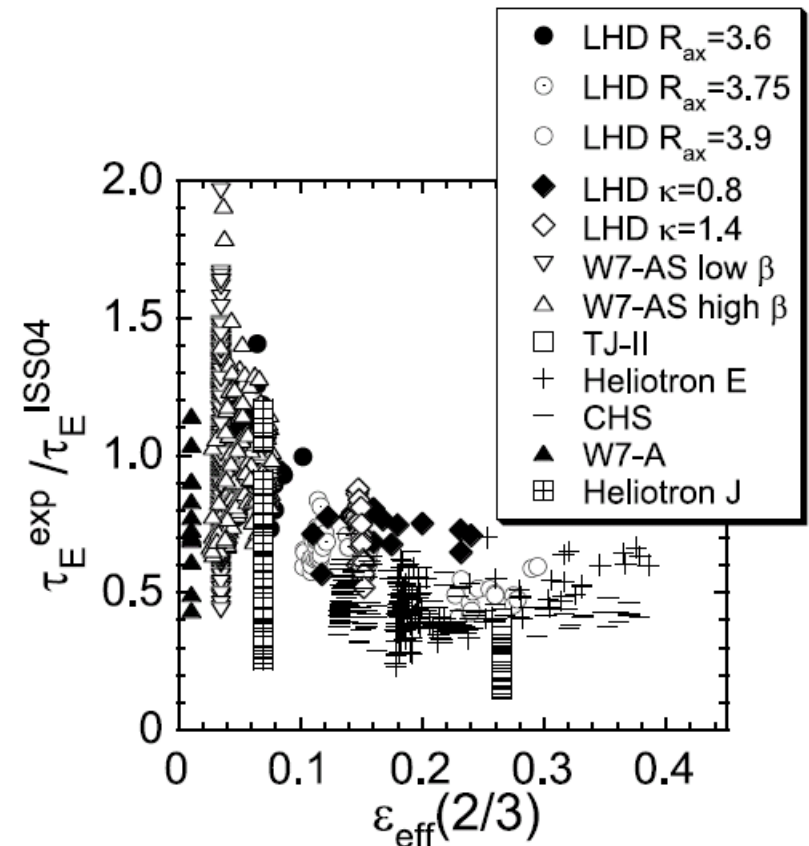
- Reduktion durch hohe Dichte, nur mäßig hohe Temperaturen
- Optimierung versucht effektiven Rippel, ϵ_{eff} , zu minimieren (Einführung von Quasisymmetrien)



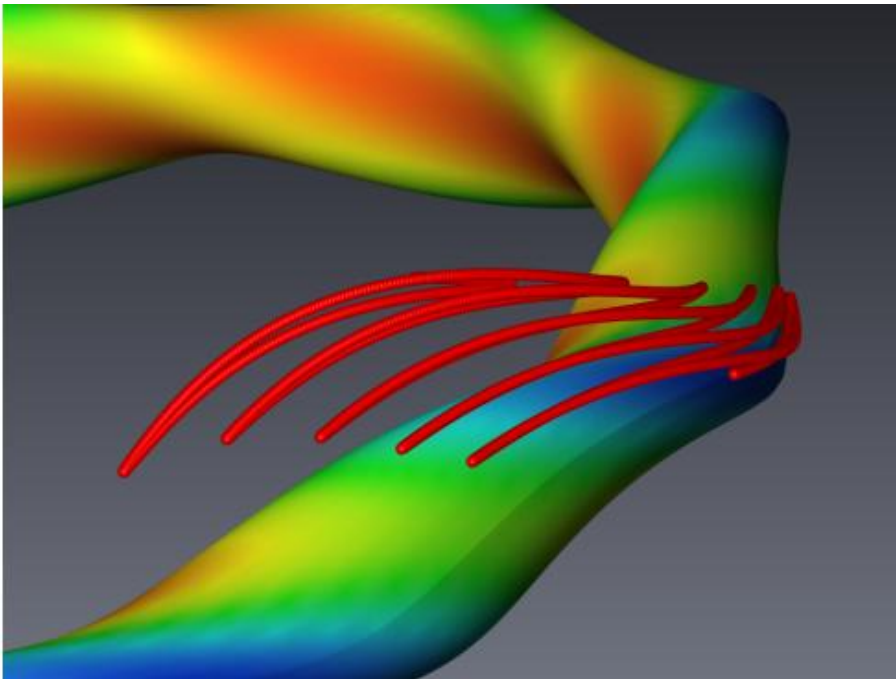
- Problem ist 3D Anordnung des Magnetfelds (Abwesenheit toroidaler Symmetrie) und die daraus folgende starke Modulation der Magnetfeldstärke entlang der Magnetfeldlinien
- Daraus folgt, dass der der stoßbedingte Transport (binäre Coulomb-Stöße) deutlich höher ist als in Tokamaks

$$\chi_e \propto \frac{\epsilon_{eff}^{3/2} T^{7/2}}{n R_o^2 B_0^2}$$

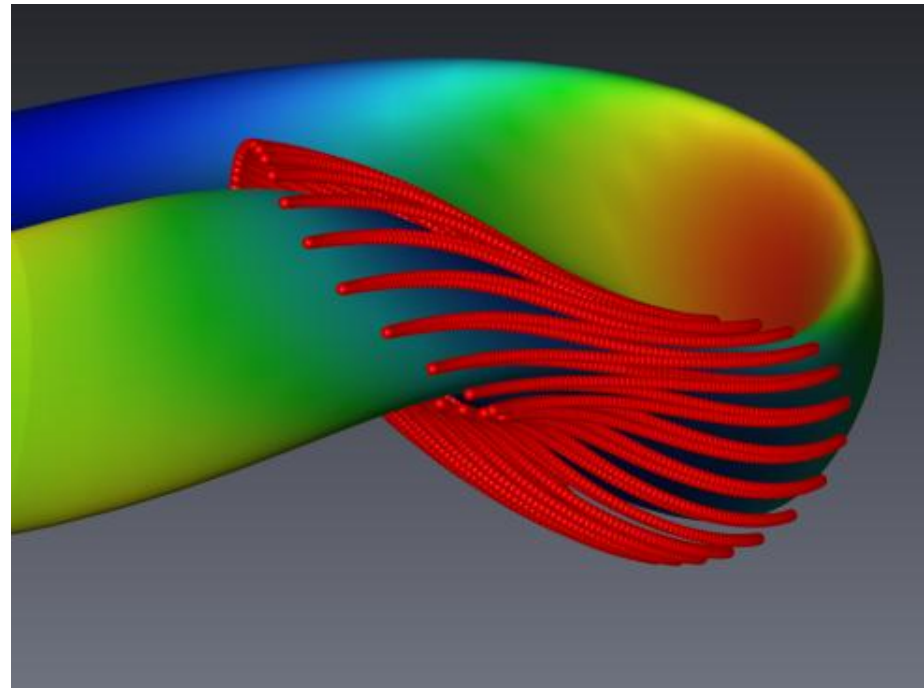
- Reduktion durch hohe Dichte, nur mäßig hohe Temperaturen
- Optimierung versucht effektiven Rippel, ϵ_{eff} , zu minimieren (Einführung von Quasisymmetrien)



nicht-optimiert

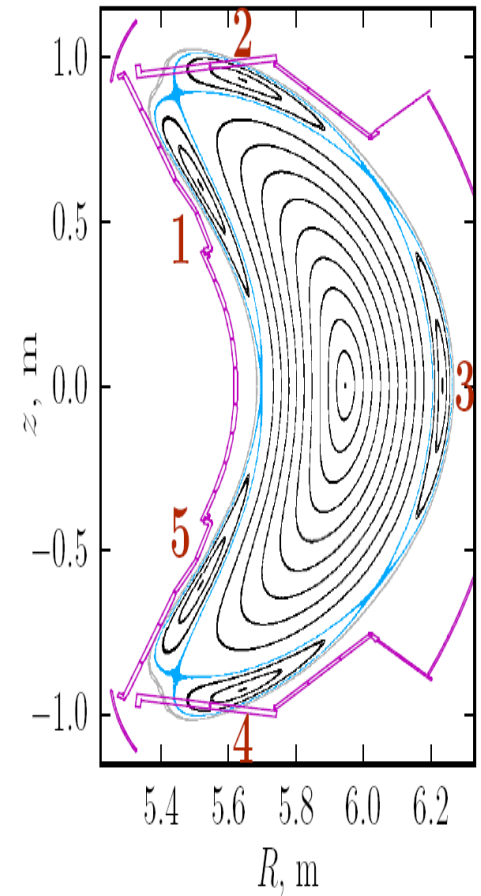
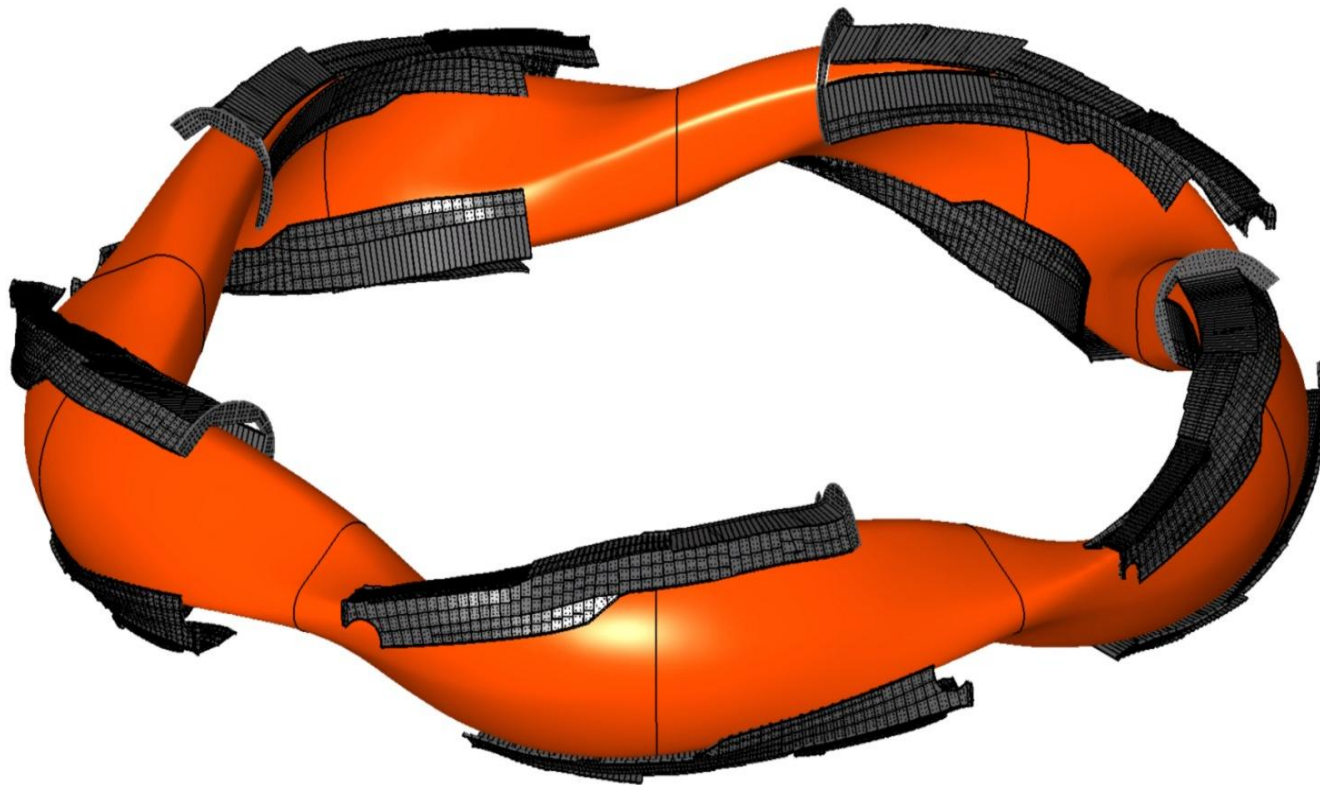


drift-optimiert

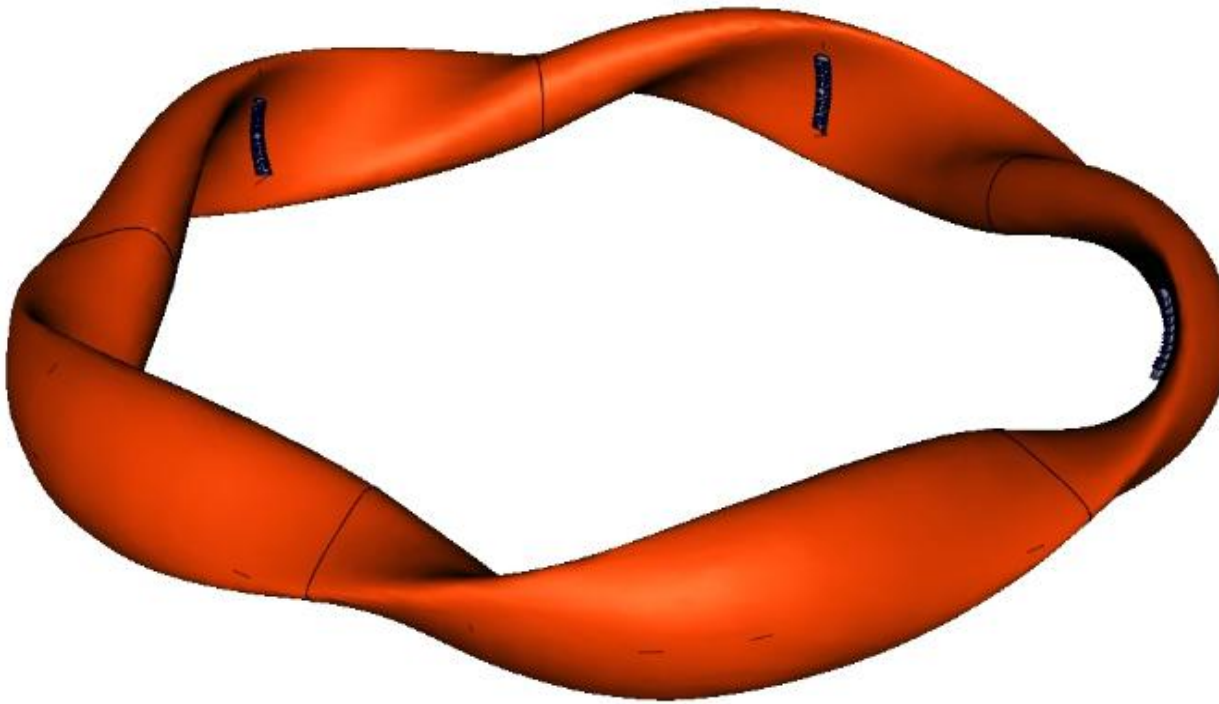


Courtesy J. Proll

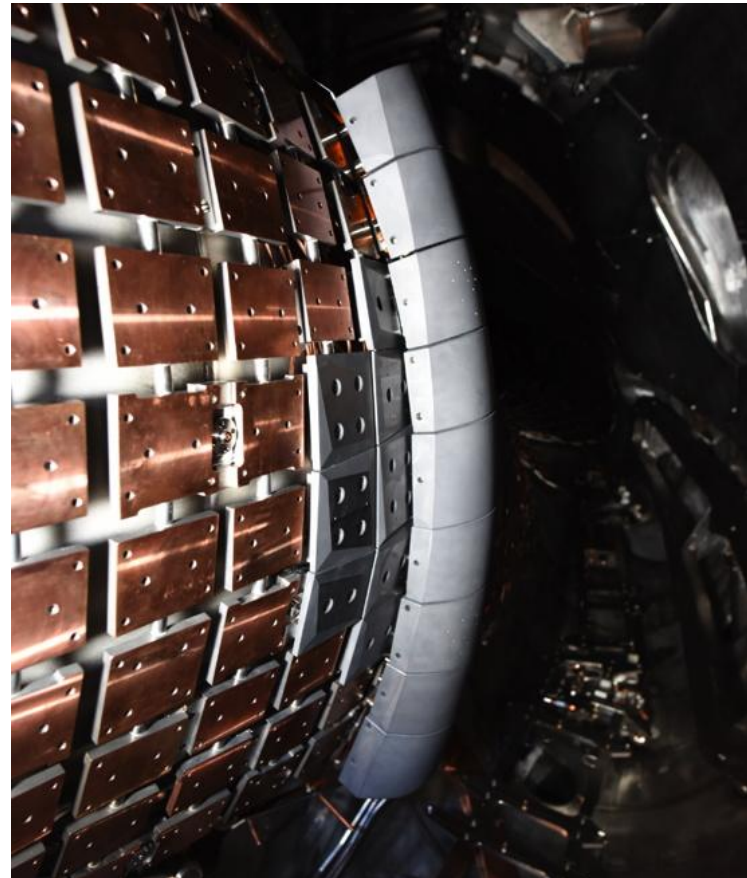
Spezielle Magnetfeldkonfiguration beruht auf resonantem Effekt:
Bildung magnetischer Inseln bei $i/2\pi = 1$



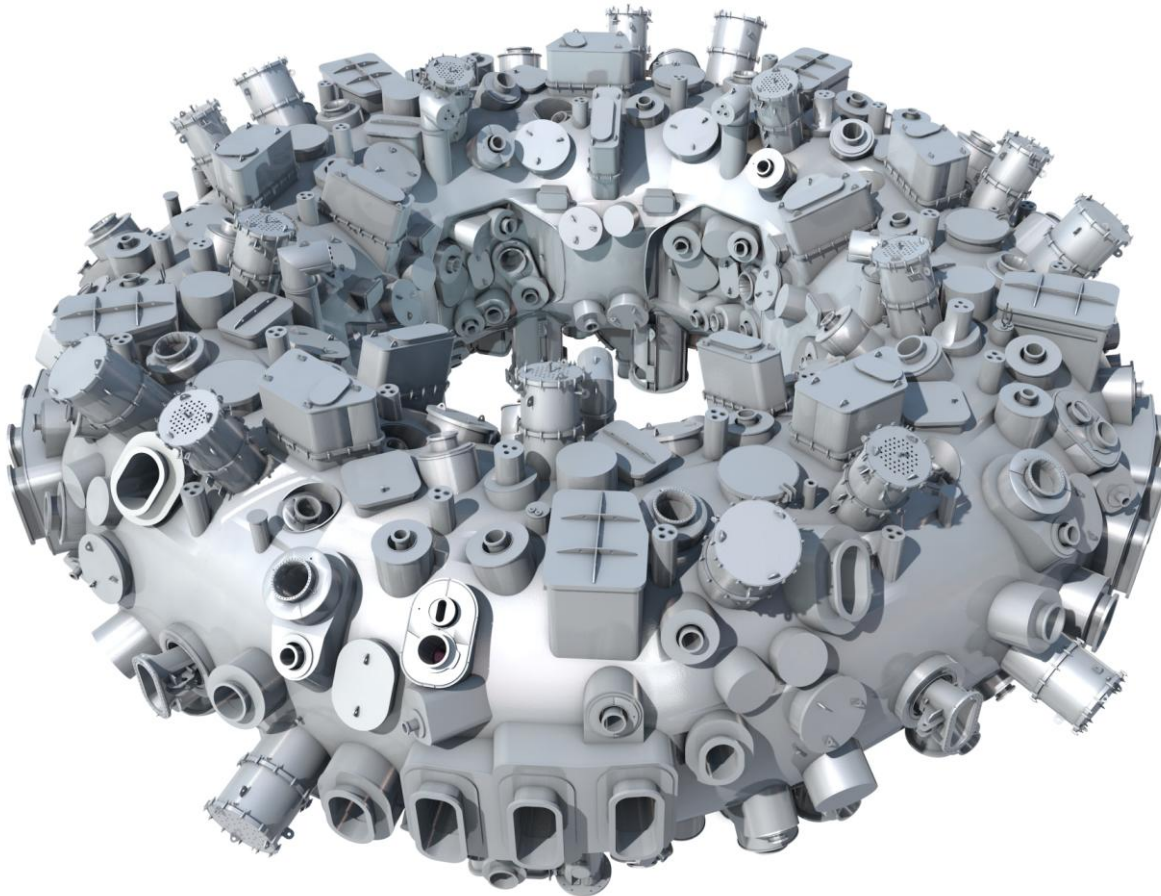
... begrenzen zunächst nur Limiter das Plasma; Divertor in einem späteren Ausbauschritt vorgesehen.



... begrenzen zunächst nur Limiter das Plasma; Divertor in einem späteren Ausbauschritt vorgesehen.



- Kernfusion und magnetischer Einschluss
 - Noch ein paar ergänzende Bemerkungen
- Der Stellarator
 - Stellarator-Optimierung
- **Wendelstein 7-X**
 - **Design & Aufbau**
 - Inbetriebnahme und erstes Plasma
 - Ausblick
- HELIAS Kraftwerkskonzept



Technische Parameter

Großer Radius: 5.5 m

Plasma Radius: 0.53 m

Plasmavolumen: 30 m³

Plasmaoberfläche: 110 m²

Magnetfeld (on axis): $\leq 3\text{T}$

Magnetfeldenergie: 620 MJ

Heizleistung: 10 - 30 MW

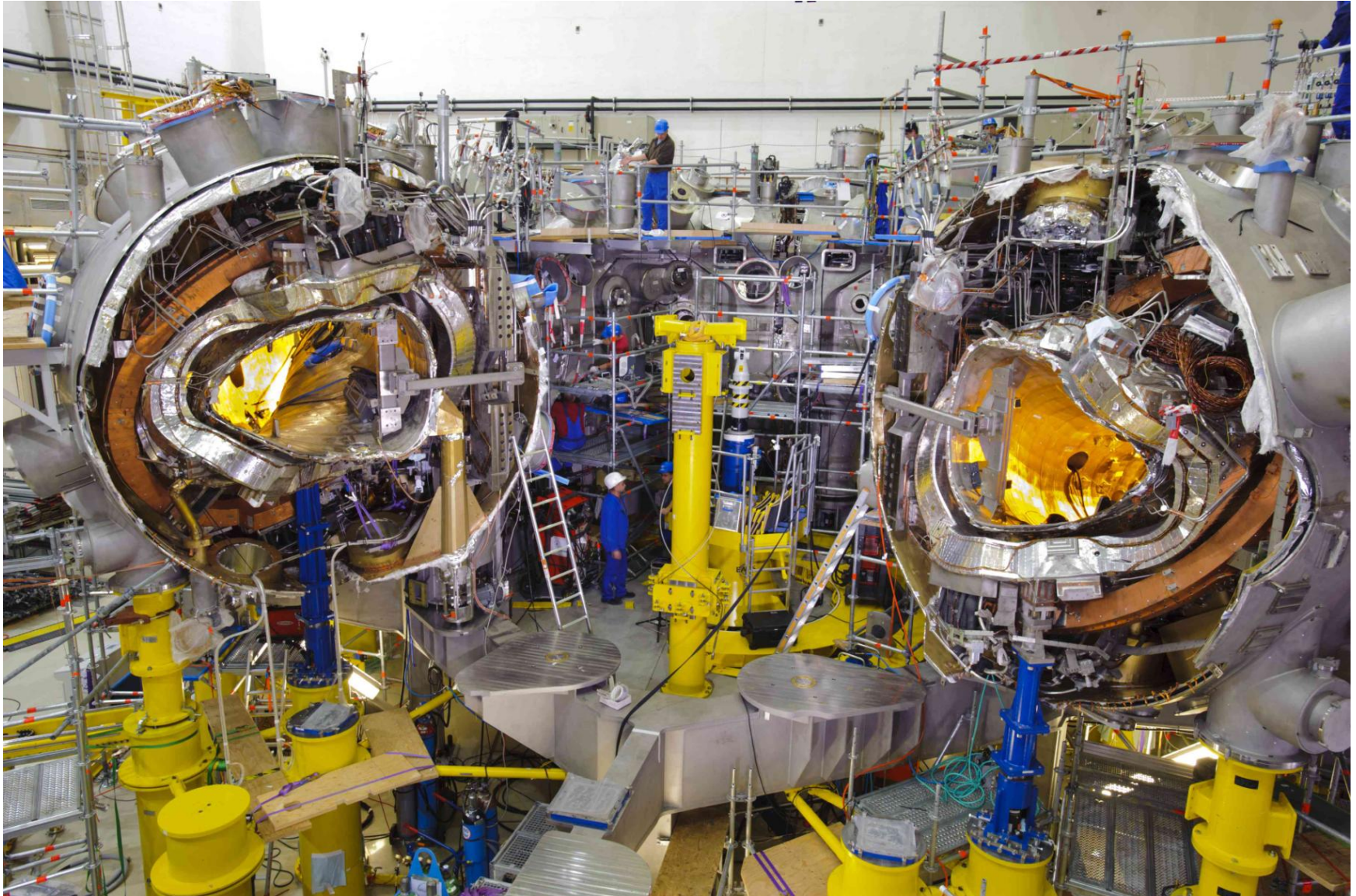
Pulslänge: ≤ 30 min

Höhe: 5.5 m

Durchmesser: 16 m

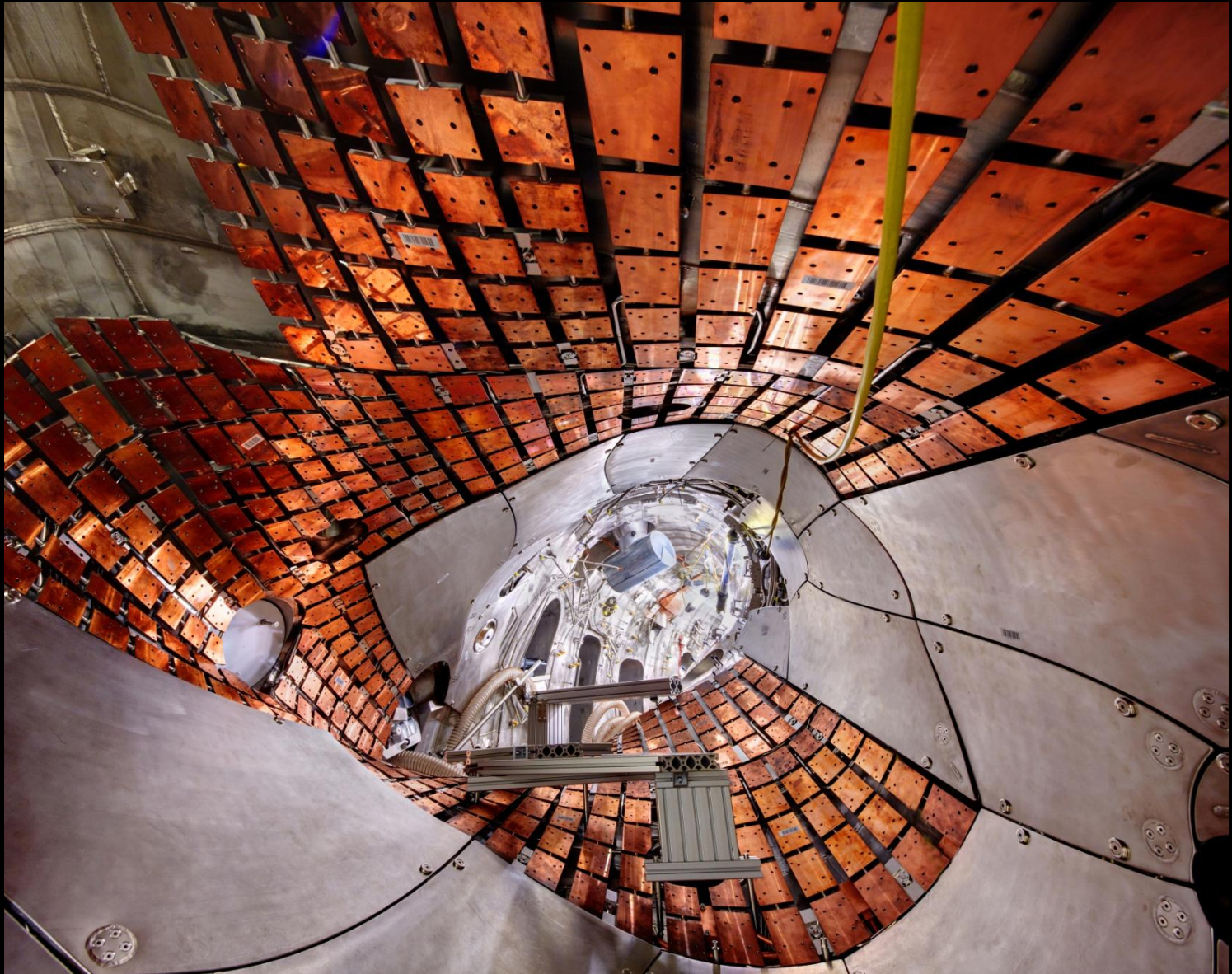
Gesamtmasse: 725 t

Kalte Masse: 425 t



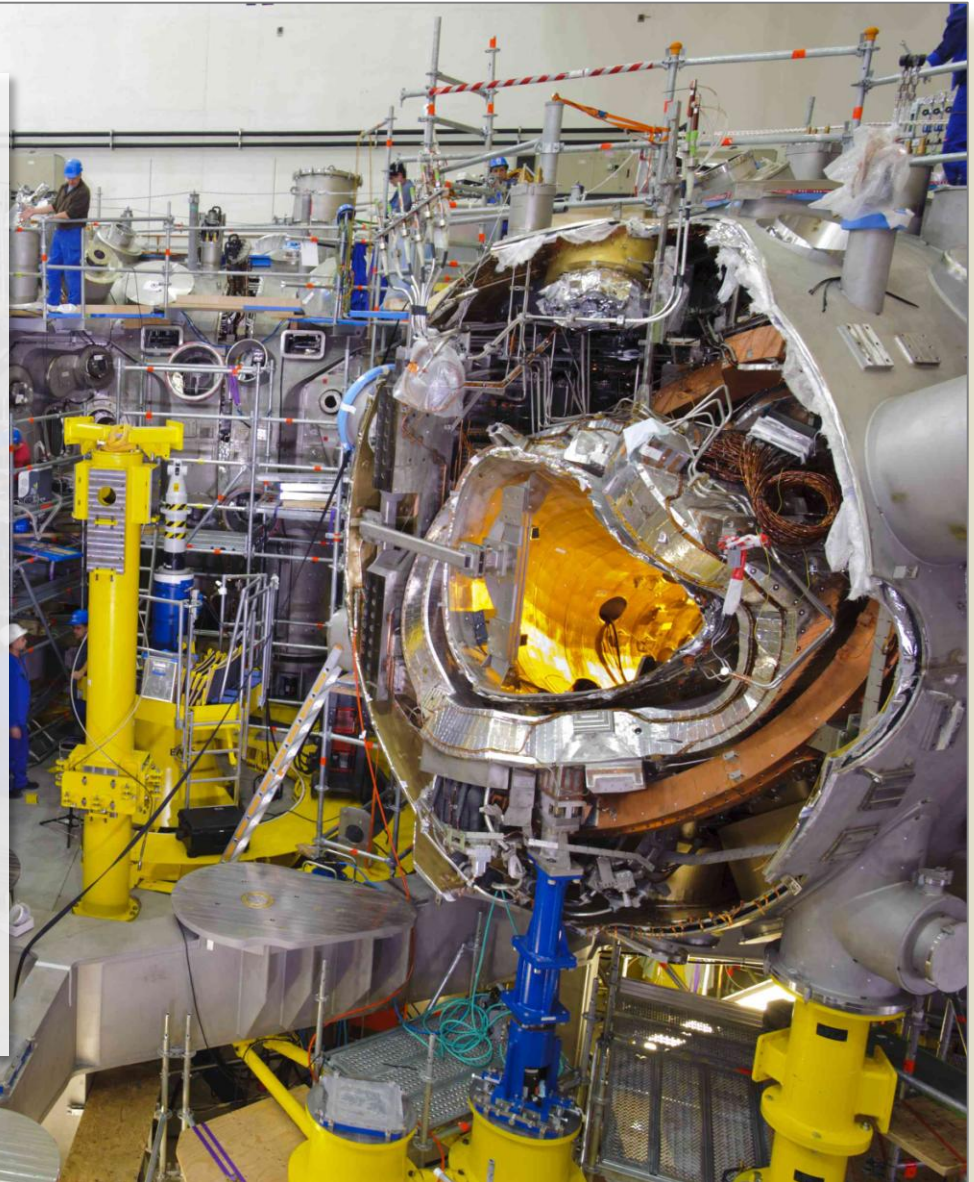
Montage in 3 Minuten

Im Plasmagefäß (2015)

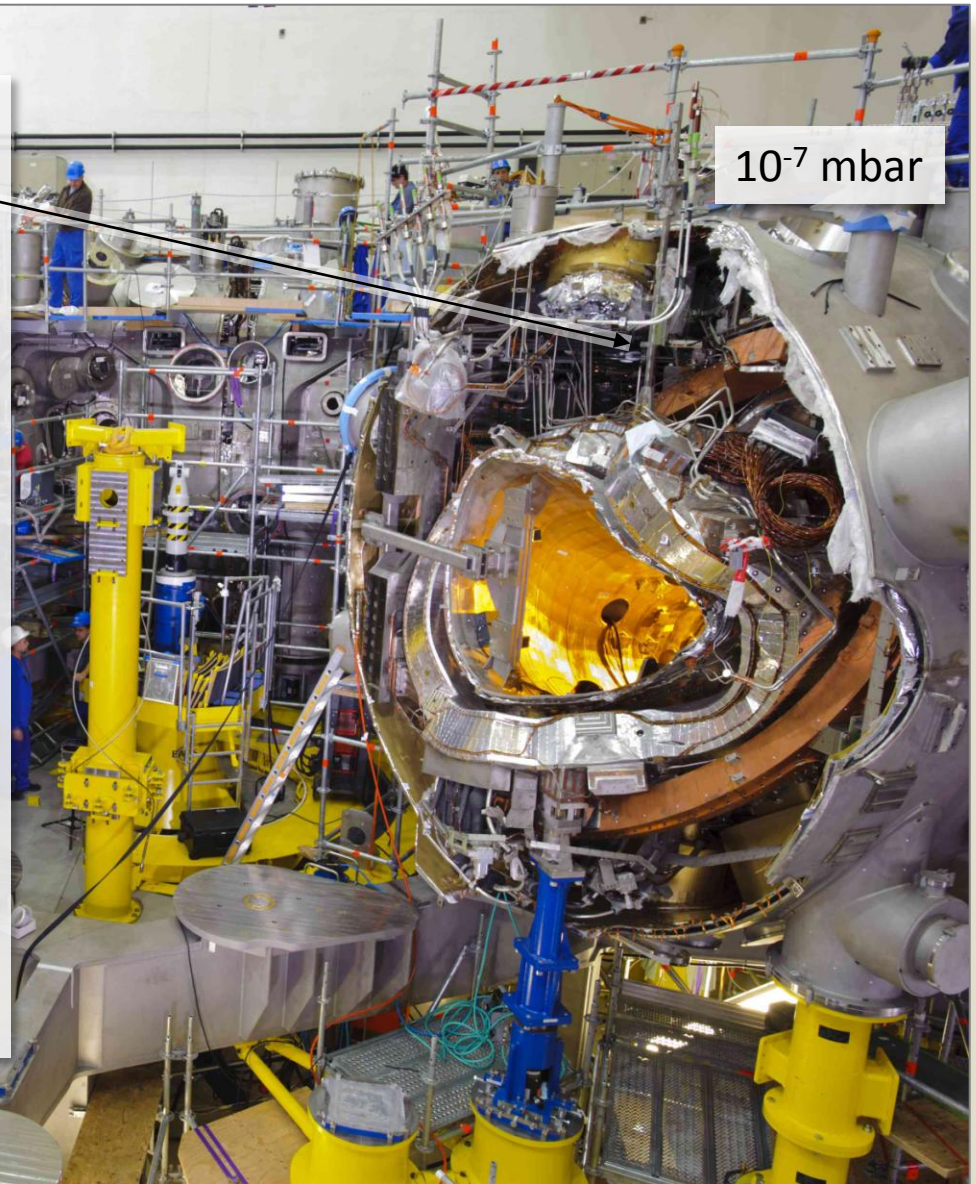


- Kernfusion und magnetischer Einschluss
 - Noch ein paar ergänzende Bemerkungen
- Der Stellarator
 - Stellarator-Optimierung
- **Wendelstein 7-X**
 - Design & Aufbau
 - **Inbetriebnahme und erstes Plasma**
 - Ausblick
- HELIAS Kraftwerkskonzept

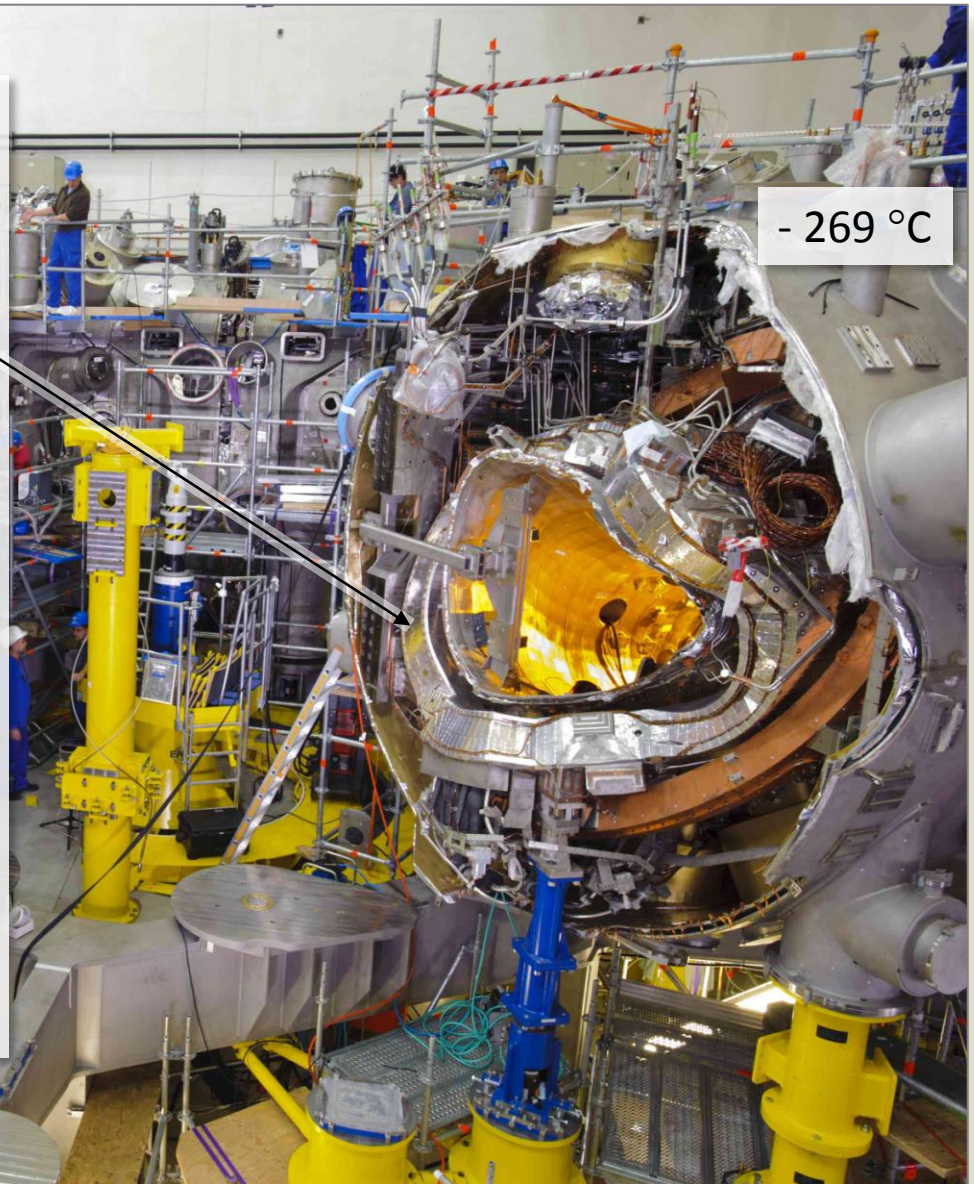
- Abpumpen des Kryovakuums
 - Volumen $\sim 380 \text{ m}^3$
 - Oberfläche $\sim 1100 \text{ m}^2$ ($\times 100$)
- Abkühlen
 - Spulen, Spulengehäuse, Tragstruktur, Stromzuführungen, Kälteschilde
- Abpumpen des Plasmagefäßes
 - Ausheizen bei 150°C
- Inbetriebnahme der supraleitenden Spulen und der Quench-Detektion
- Hochfahren des Magnetfeldes bis 2.5 T
 - Nicht-planare (modulare) Spulen 12 kA
 - Planare Spulen 10 kA

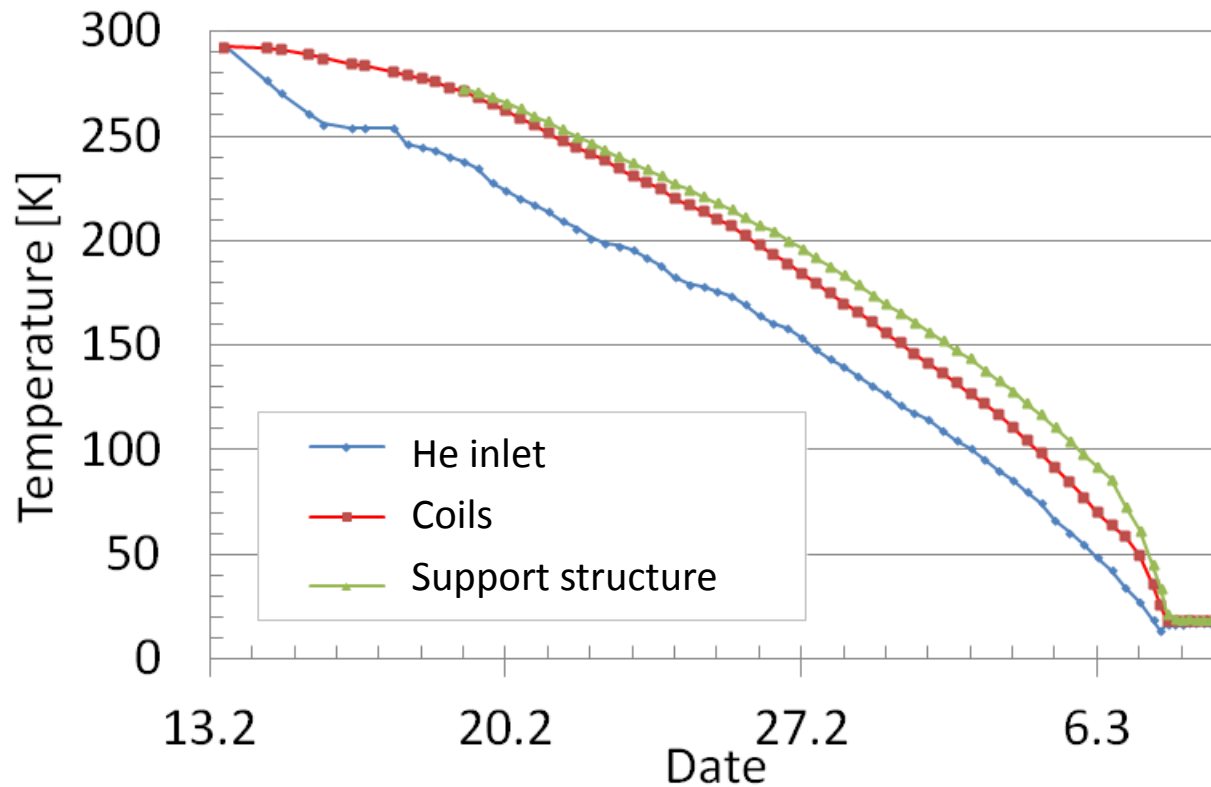


- Abpumpen des Kryovakuums
 - Volumen $\sim 380 \text{ m}^3$
 - Oberfläche $\sim 1100 \text{ m}^2$ ($\times 100$)
- Abkühlen
 - Spulen, Spulengehäuse, Tragstruktur, Stromzuführungen, Kälteschilde
- Abpumpen des Plasmagefäßes
 - Ausheizen bei 150°C
- Inbetriebnahme der supraleitenden Spulen und der Quench-Detektion
- Hochfahren des Magnetfeldes bis 2.5 T
 - Nicht-planare (modulare) Spulen 12 kA
 - Planare Spulen 10 kA

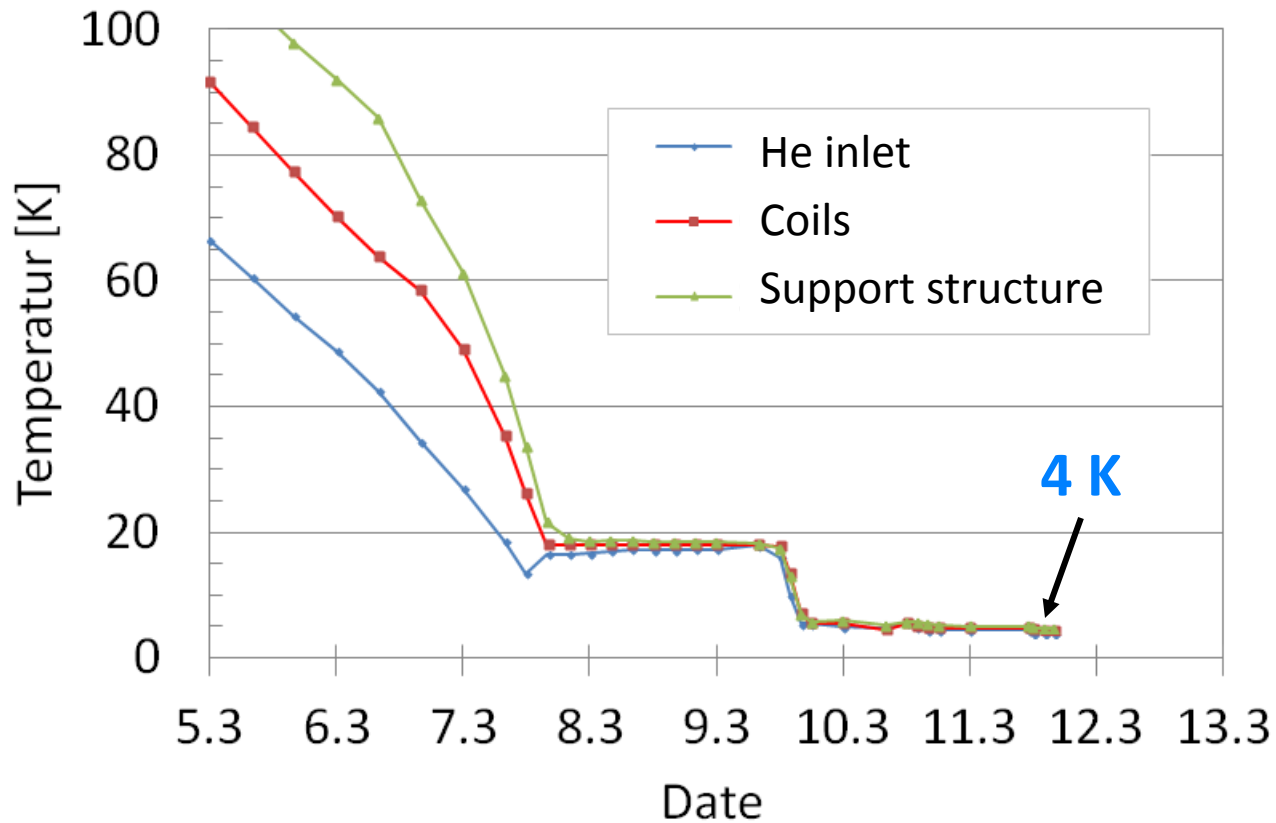


- Abpumpen des Kryovakuums
 - Volumen $\sim 380 \text{ m}^3$
 - Oberfläche $\sim 1100 \text{ m}^2$ ($\times 100$)
- Abkühlen
 - Spulen, Spulengehäuse, Tragstruktur, Stromzuführungen, Kälteschilde
- Abpumpen des Plasmagefäßes
 - Ausheizen bei 150°C
- Inbetriebnahme der supraleitenden Spulen und der Quench-Detektion
- Hochfahren des Magnetfeldes bis 2.5 T
 - Nicht-planare (modulare) Spulen 12 kA
 - Planare Spulen 10 kA

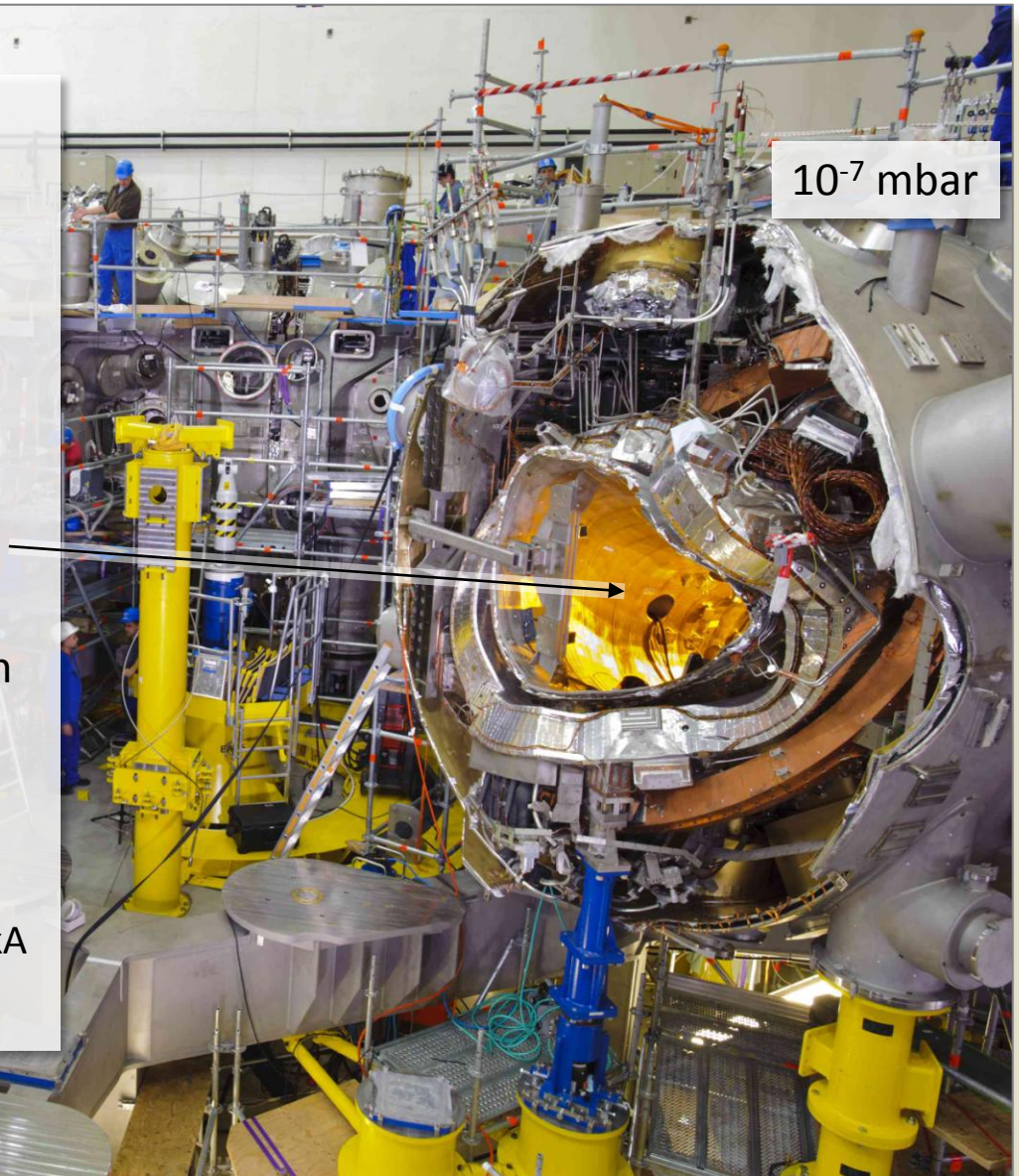




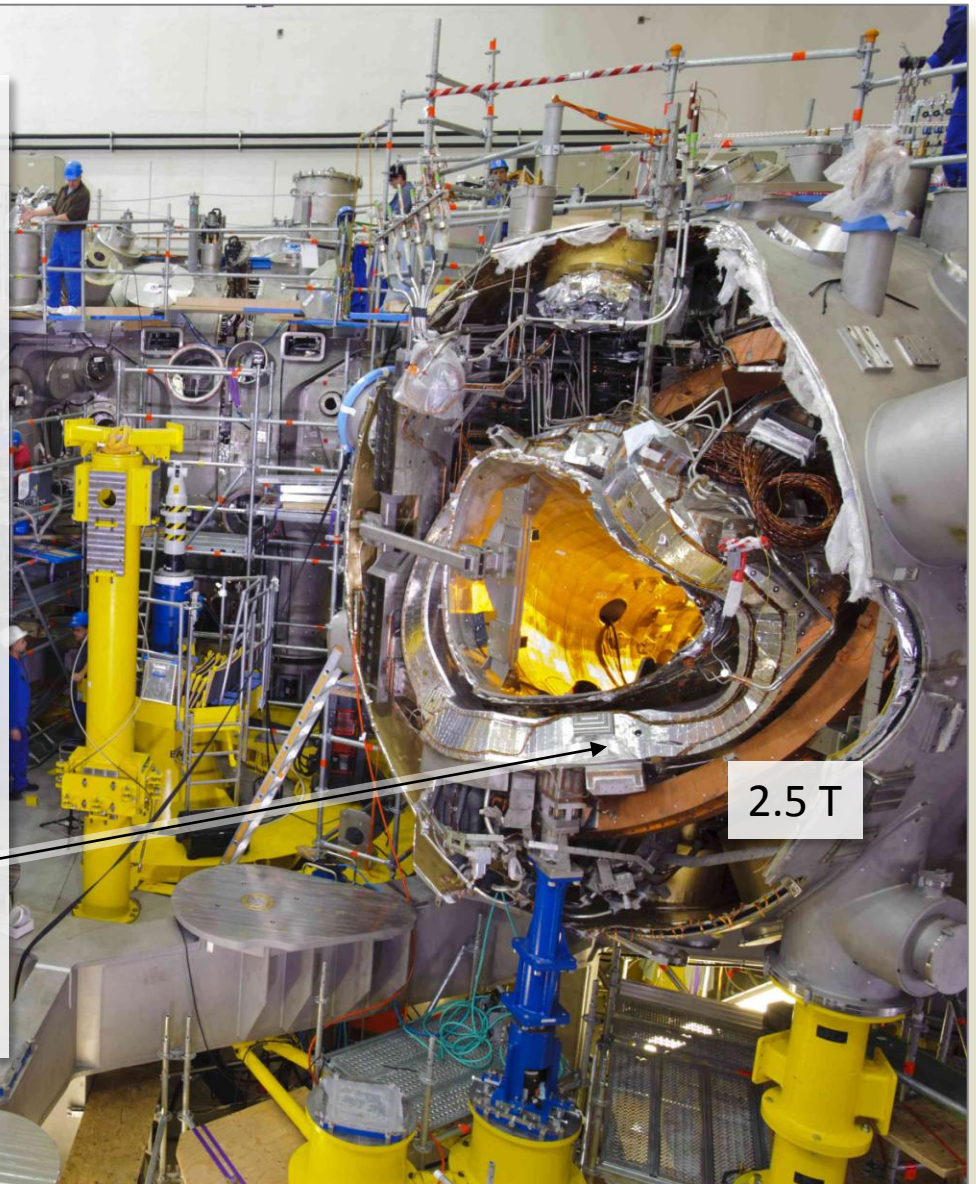
Thermal shrinking of coil structure results in inward movement of cryo-feet by several cm



- Abpumpen des Kryovakuums
 - Volumen $\sim 380 \text{ m}^3$
 - Oberfläche $\sim 1100 \text{ m}^2$ ($\times 100$)
- Abkühlen
 - Spulen, Spulengehäuse, Tragstruktur, Stromzuführungen, Kälteschilde
- Abpumpen des Plasmagefäßes
 - Ausheizen bei 150°C
- Inbetriebnahme der supraleitenden Spulen und der Quench-Detektion
- Hochfahren des Magnetfeldes bis 2.5 T
 - Nicht-planare (modulare) Spulen 12 kA
 - Planare Spulen 10 kA

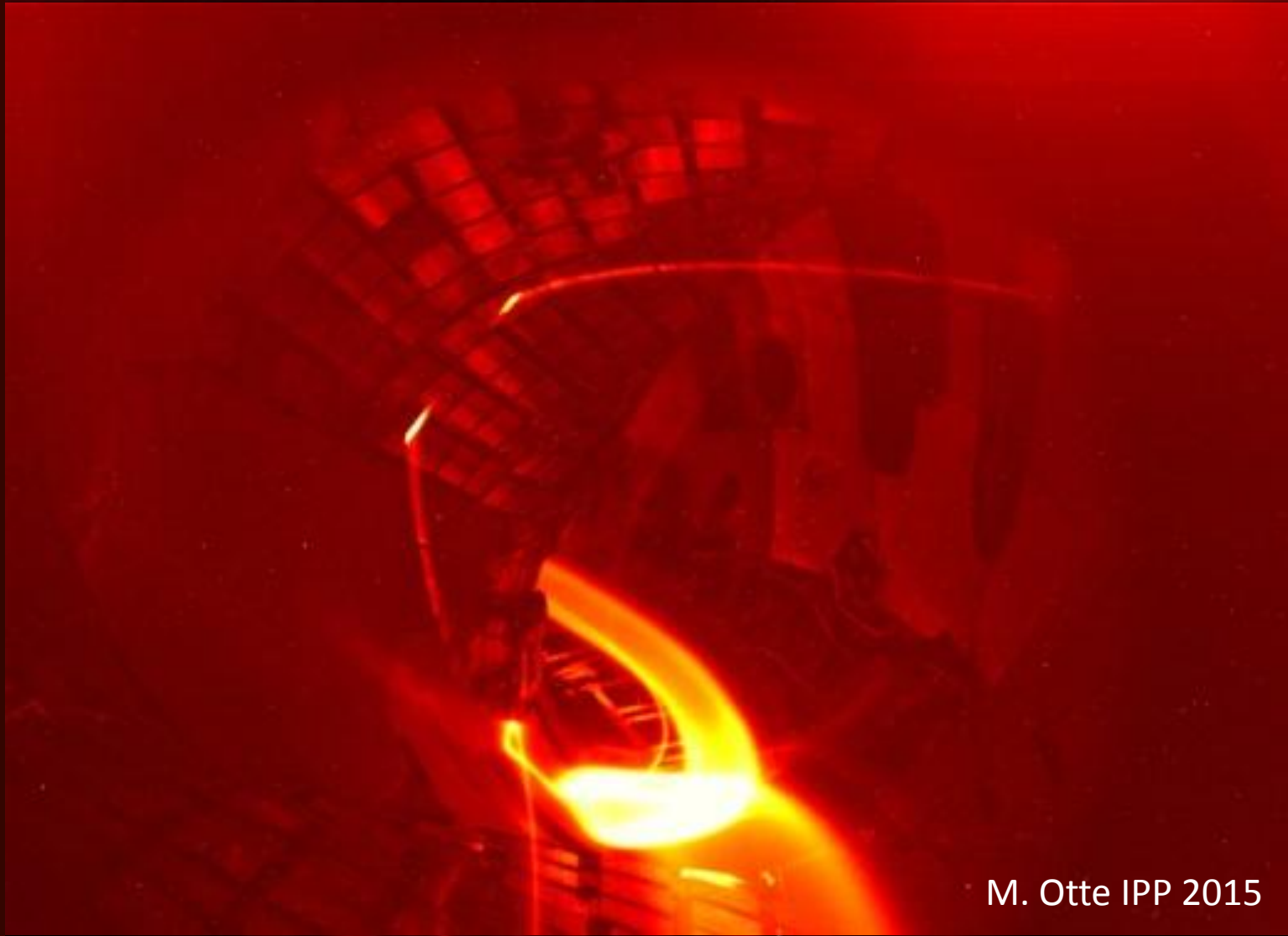


- Abpumpen des Kryovakuums
 - Volumen $\sim 380 \text{ m}^3$
 - Oberfläche $\sim 1100 \text{ m}^2$ ($\times 100$)
- Abkühlen
 - Spulen, Spulengehäuse, Tragstruktur, Stromzuführungen, Kälteschilde
- Abpumpen des Plasmagefäßes
 - Ausheizen bei 150°C
- Inbetriebnahme der supraleitenden Spulen und der Quench-Detektion
- Hochfahren des Magnetfeldes bis 2.5 T
 - Nicht-planare (modulare) Spulen 12 kA
 - Planare Spulen 10 kA

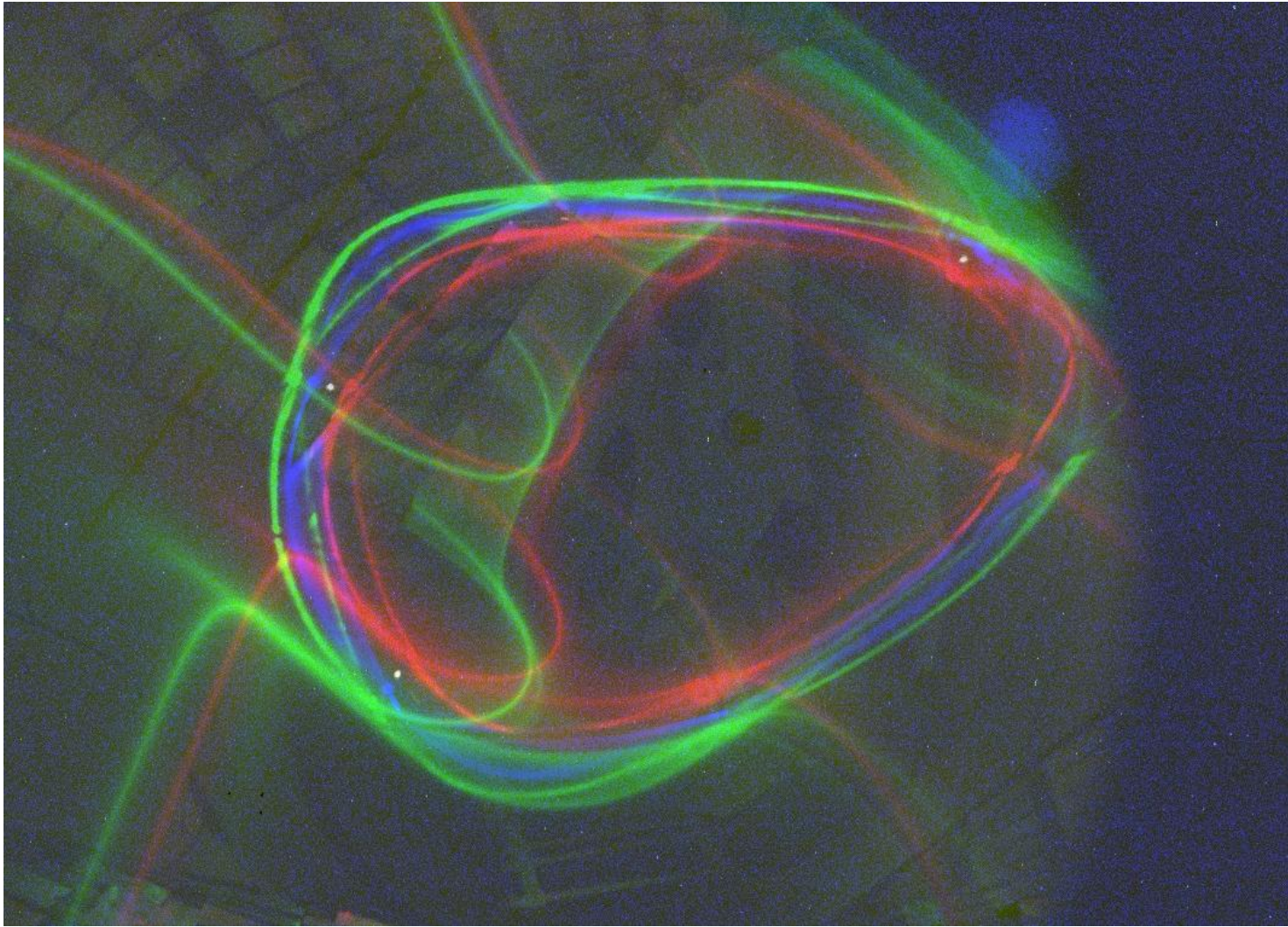




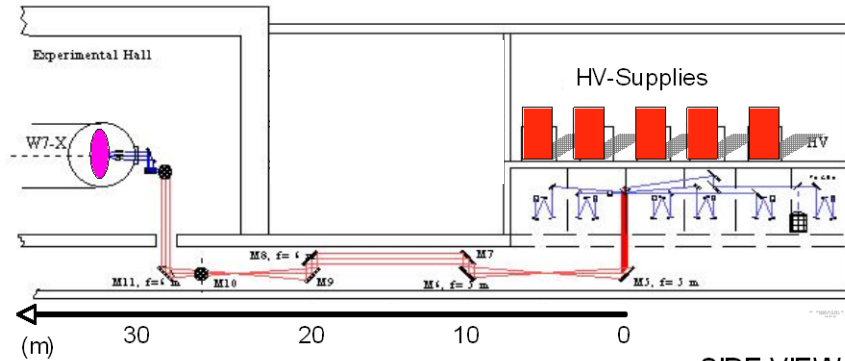
Messung der magnetischen Flußflächen



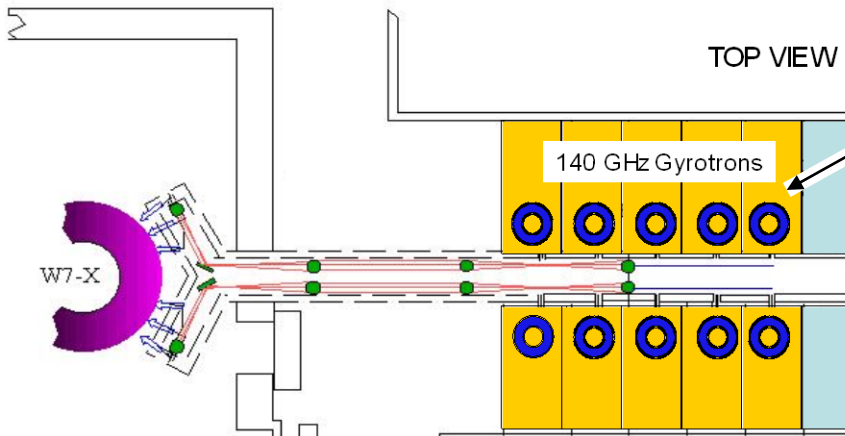
M. Otte IPP 2015



$B=0.4T$, $B=1.9T$, $B=2.5T$



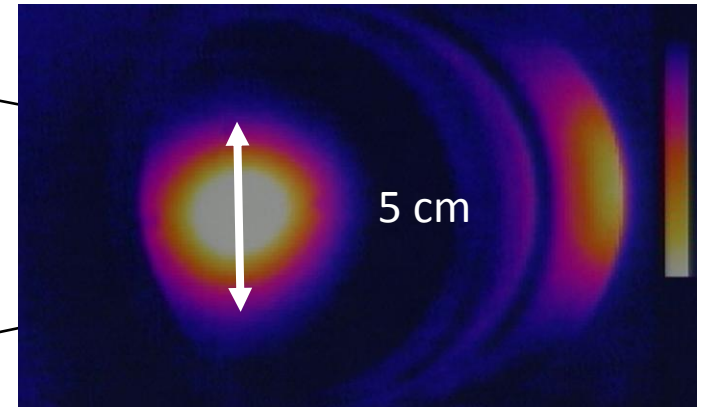
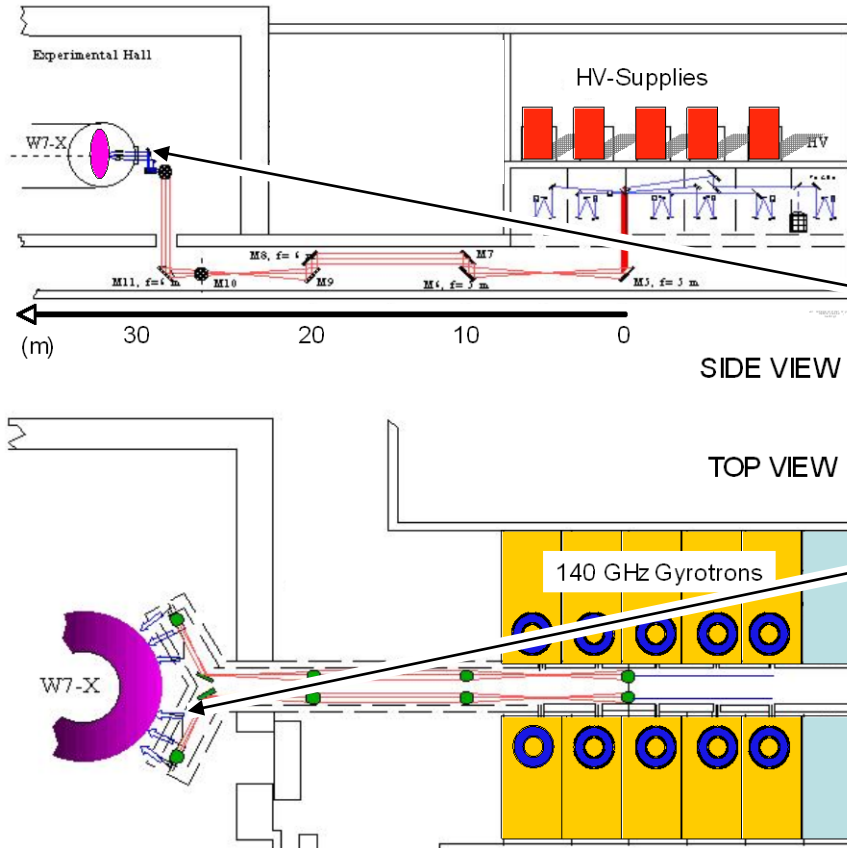
SIDE VIEW



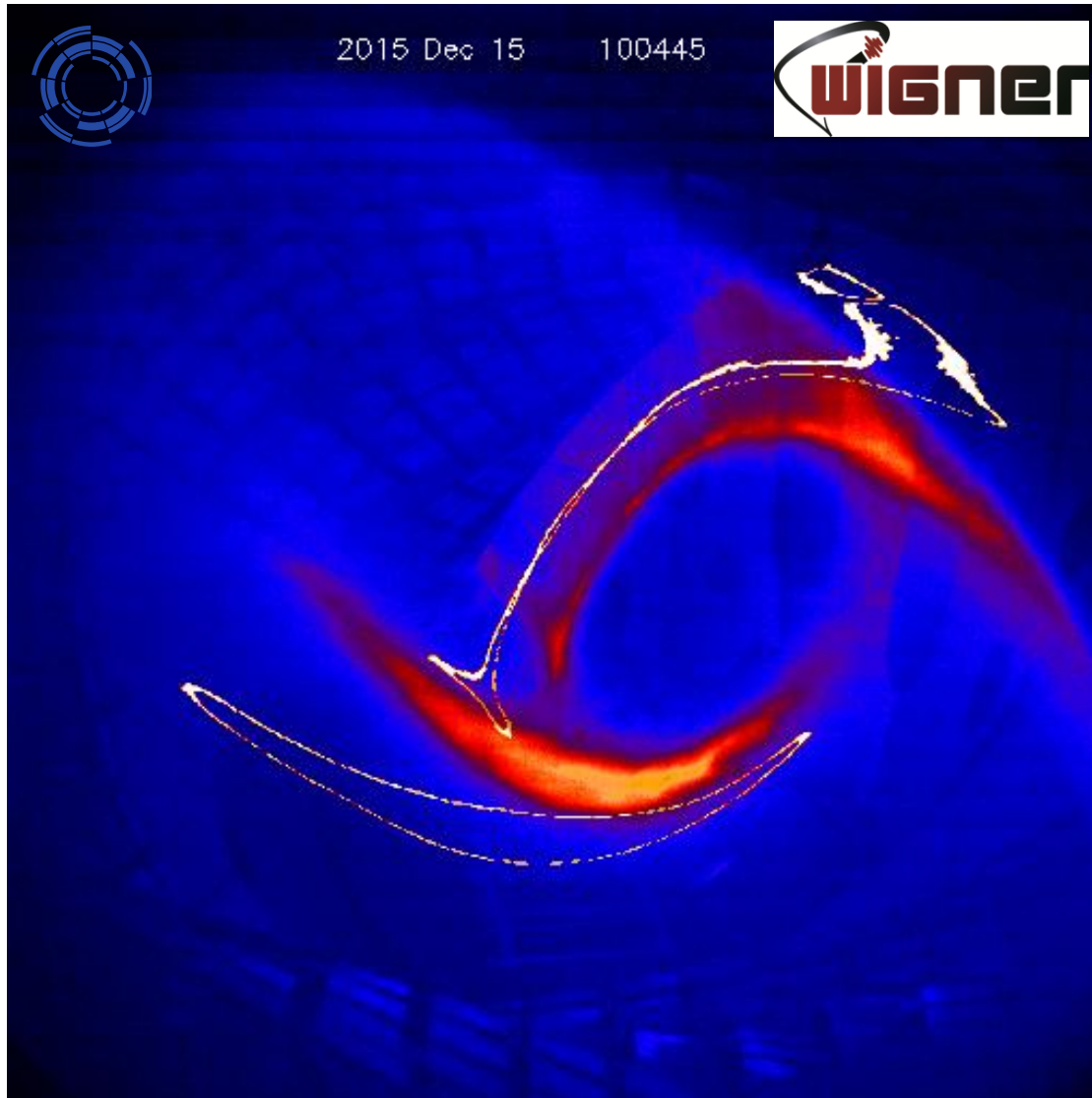
TOP VIEW



1 MW / 140 GHz CW-Gyrotron



IR-Bild eines 1 MW Strahls auf dem Vakuumfenster (Diamant) zum Plasmagefäß nach 40m Übertragungsstrecke und 14 Spiegeln



Heliumplasma

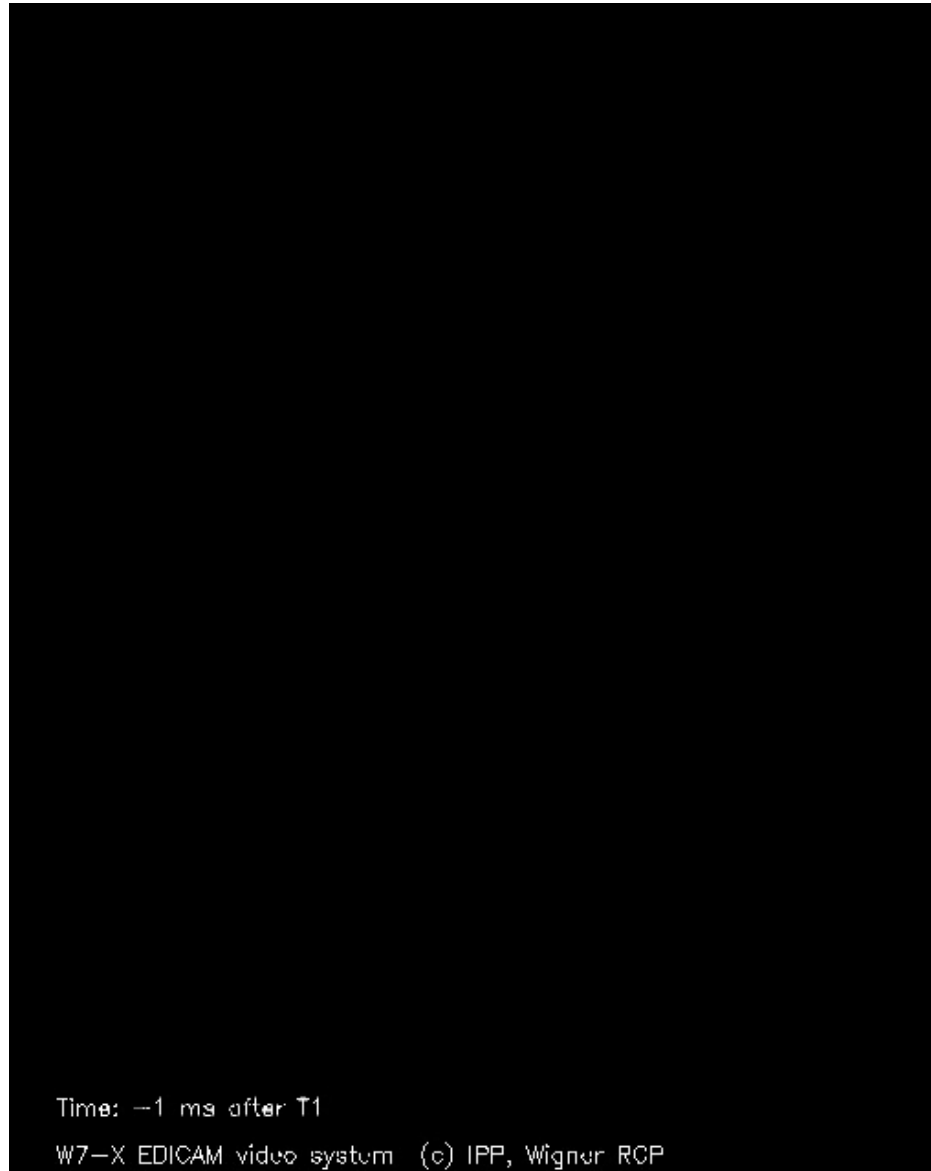
Dauer $\sim 100\text{ms}$

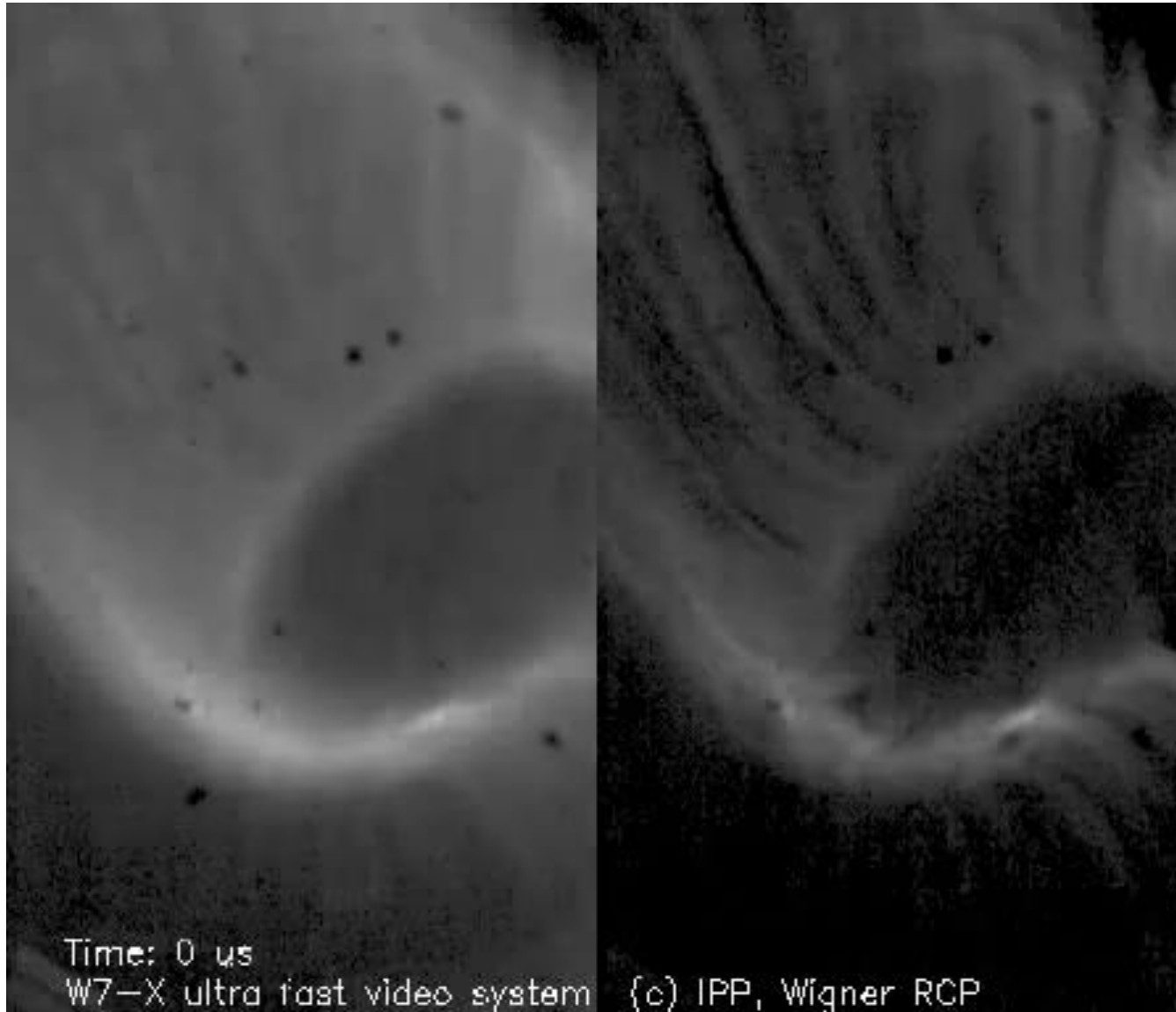
Erreichte Parameter

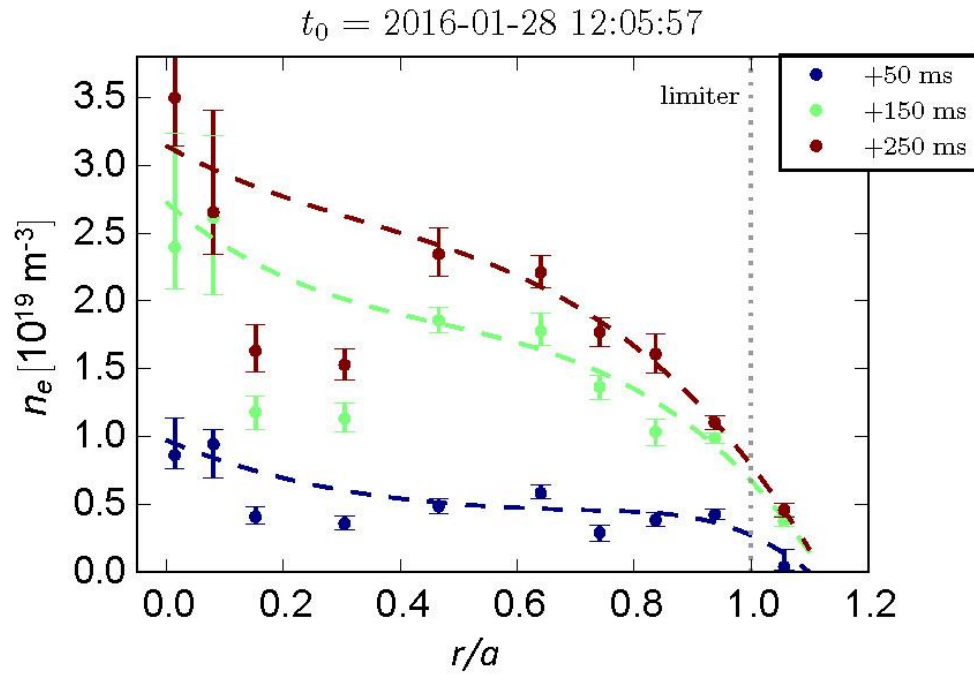
$T_e \approx 3 \text{ keV}$

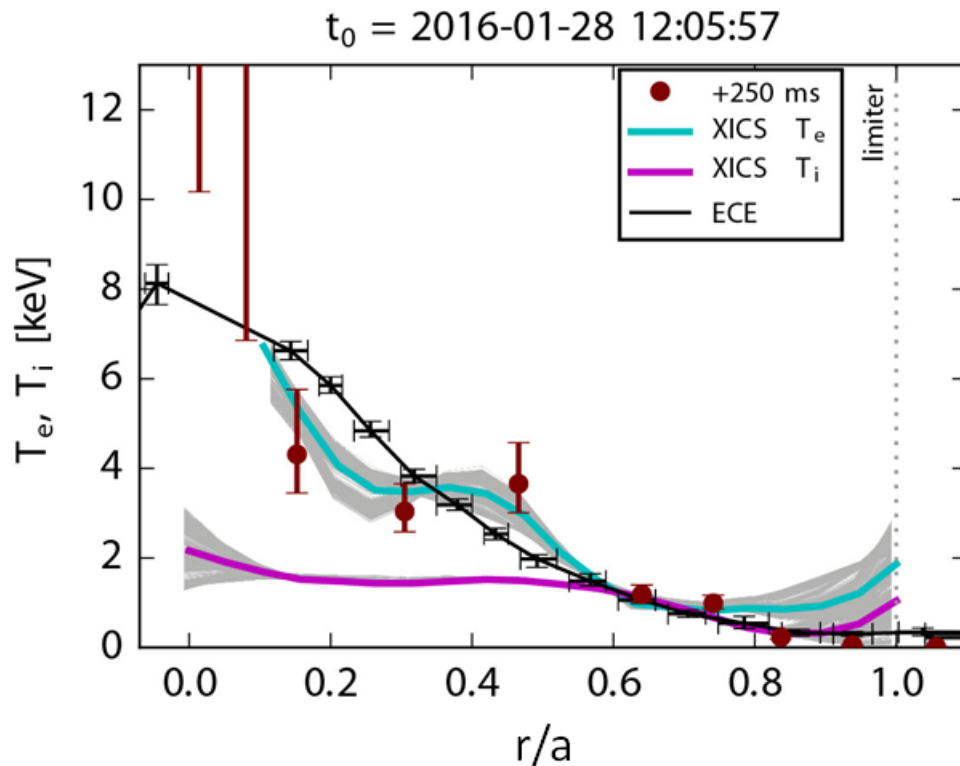
$T_i \approx 0.5 \text{ keV}$

$n_e \approx 2 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$









4 MJ / 6 s

$P_{ECRH} \leq 4.3$ MW

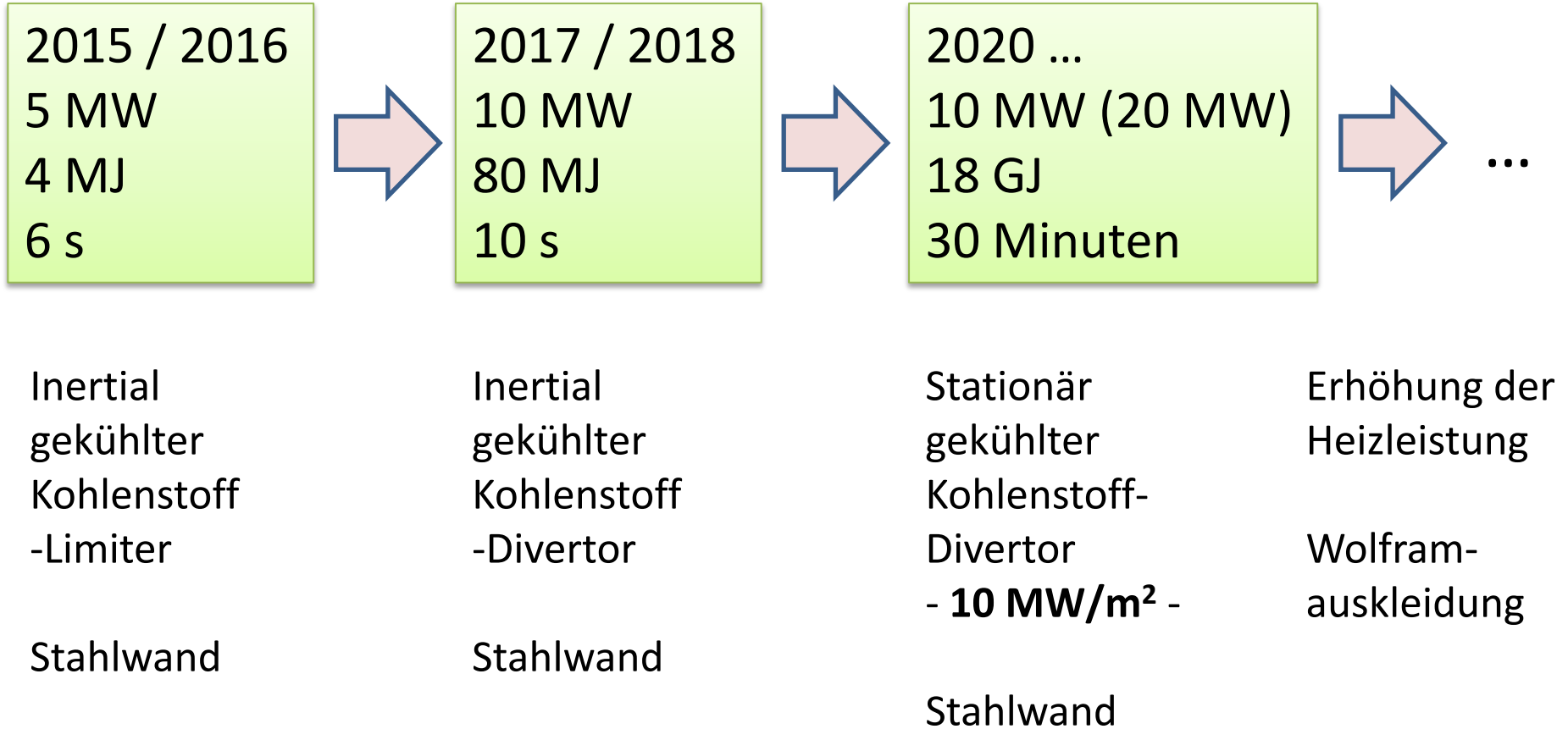
$He \leq 8 \cdot 10^{19} \text{m}^{-3}$

$H \leq 2 \dots 3 \cdot 10^{19} \text{m}^{-3}$

$T_e \sim 10$ keV

$T_i \leq 2$ keV

- Kernfusion und magnetischer Einschluss
 - Noch ein paar ergänzende Bemerkungen
- Der Stellarator
 - Stellarator-Optimierung
- **Wendelstein 7-X**
 - Design & Aufbau
 - Inbetriebnahme und erstes Plasma
 - **Ausblick**
- HELIAS Kraftwerkskonzept



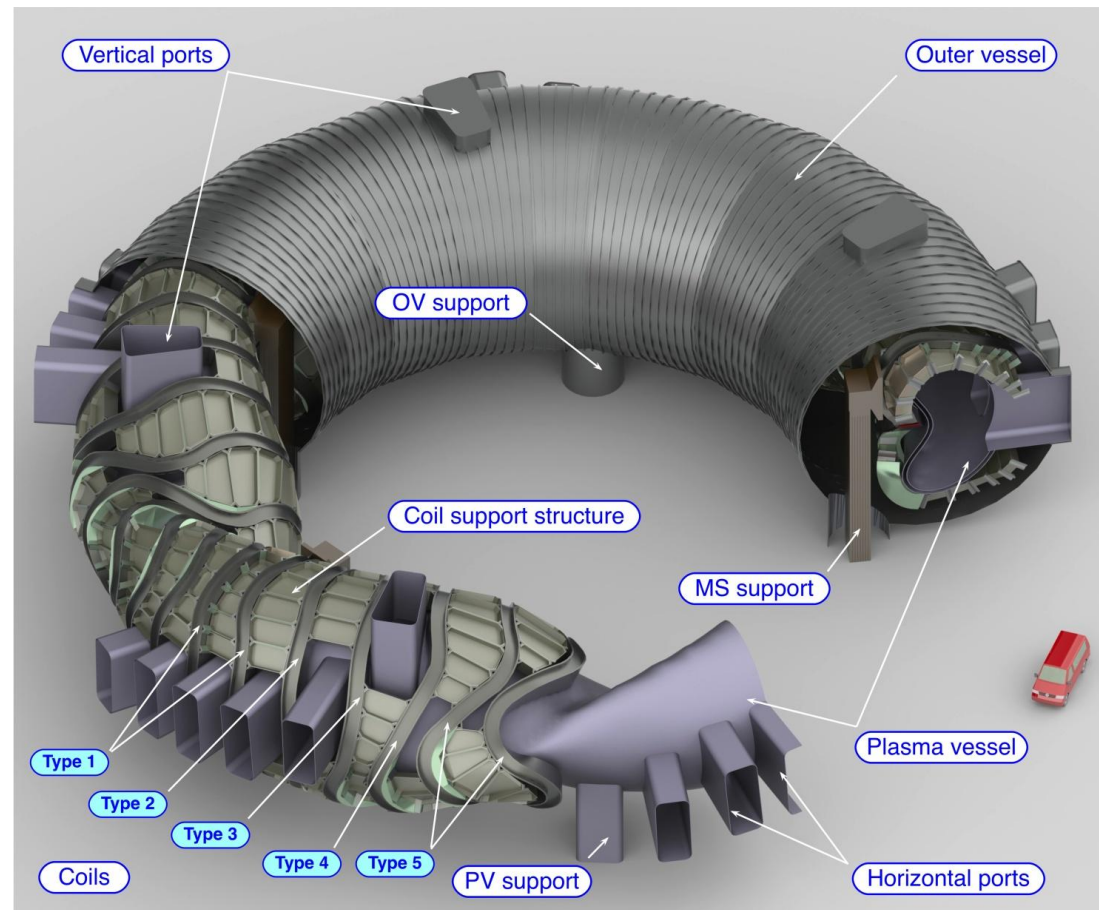
- Kernfusion und magnetischer Einschluss
 - Noch ein paar ergänzende Bemerkungen
- Der Stellarator
 - Stellarator-Optimierung
- Wendelstein 7-X
 - Design & Aufbau
 - Inbetriebnahme und erstes Plasma
 - Ausblick
- HELIAS Kraftwerkskonzept

**HELical Advanced
Stellarator (HELIAS)**

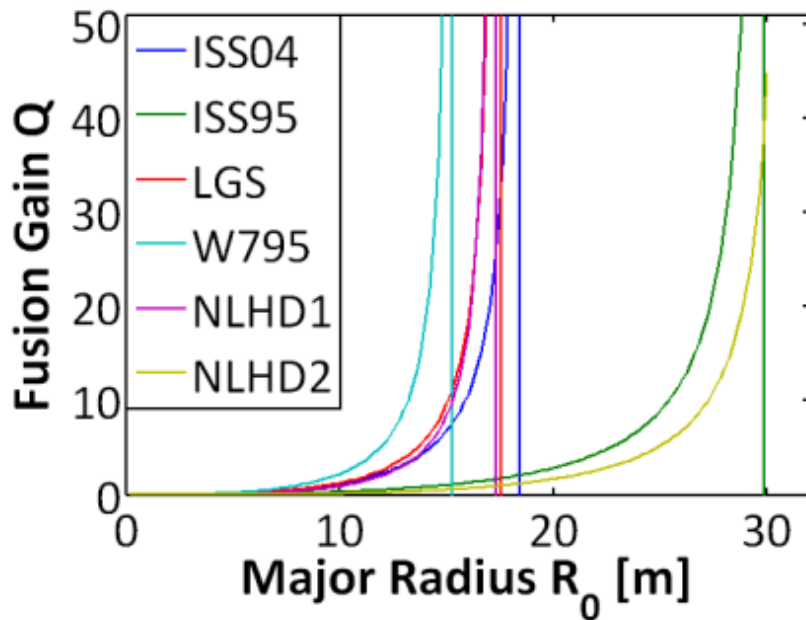
Anforderungen / Parameter

- Mittleres Feld auf der Achse
5 – 6 T
(max. Feld an den Spulen 10 – 12 T)
- Größe der Spulen und Magnetfeld
ähnlich zu ITER (Verwendung der
ITER Spulentechnologie)
- Genügend Platz für das Blanket
(~1.3 m zw. Plasma und Spulen)
- $\langle \beta \rangle = 4 - 5 \%$ (W7-X Wert!)
- Fusionsleistung ~ 3GW
- Vorteil des großen Aspekt-
verhältnisses: Reduzierter
Neutronenfluss durch die Wand
(Durchschnitt 1 MW/m², Maximum
1.6 MW/m²)

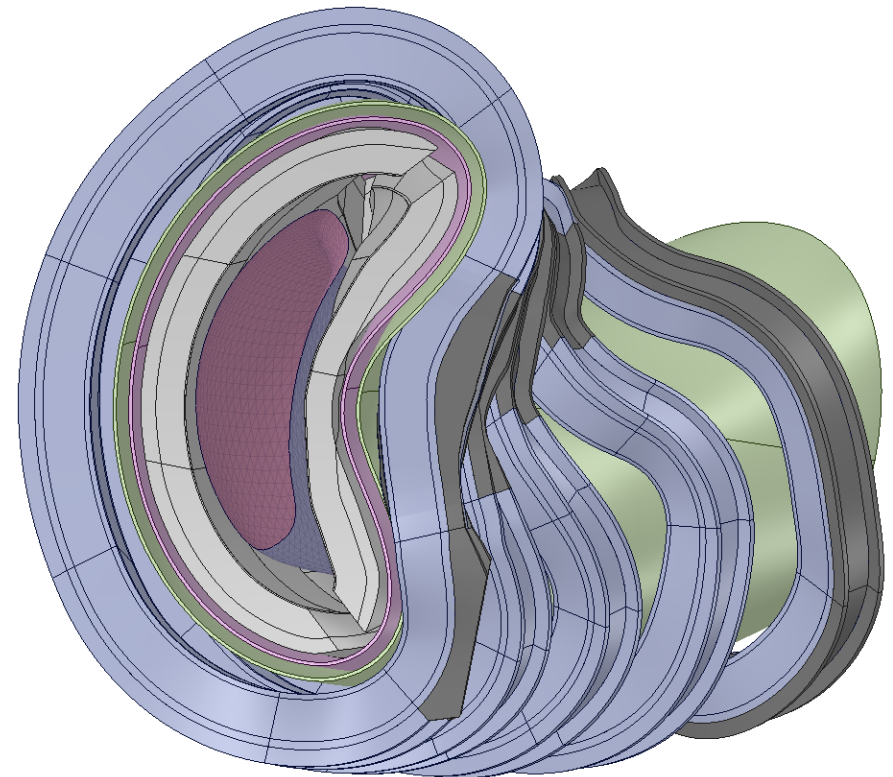
HELical Advanced Stellarator (HELIAS)



Abhängigkeit Fusion-Gain vom Einschluss

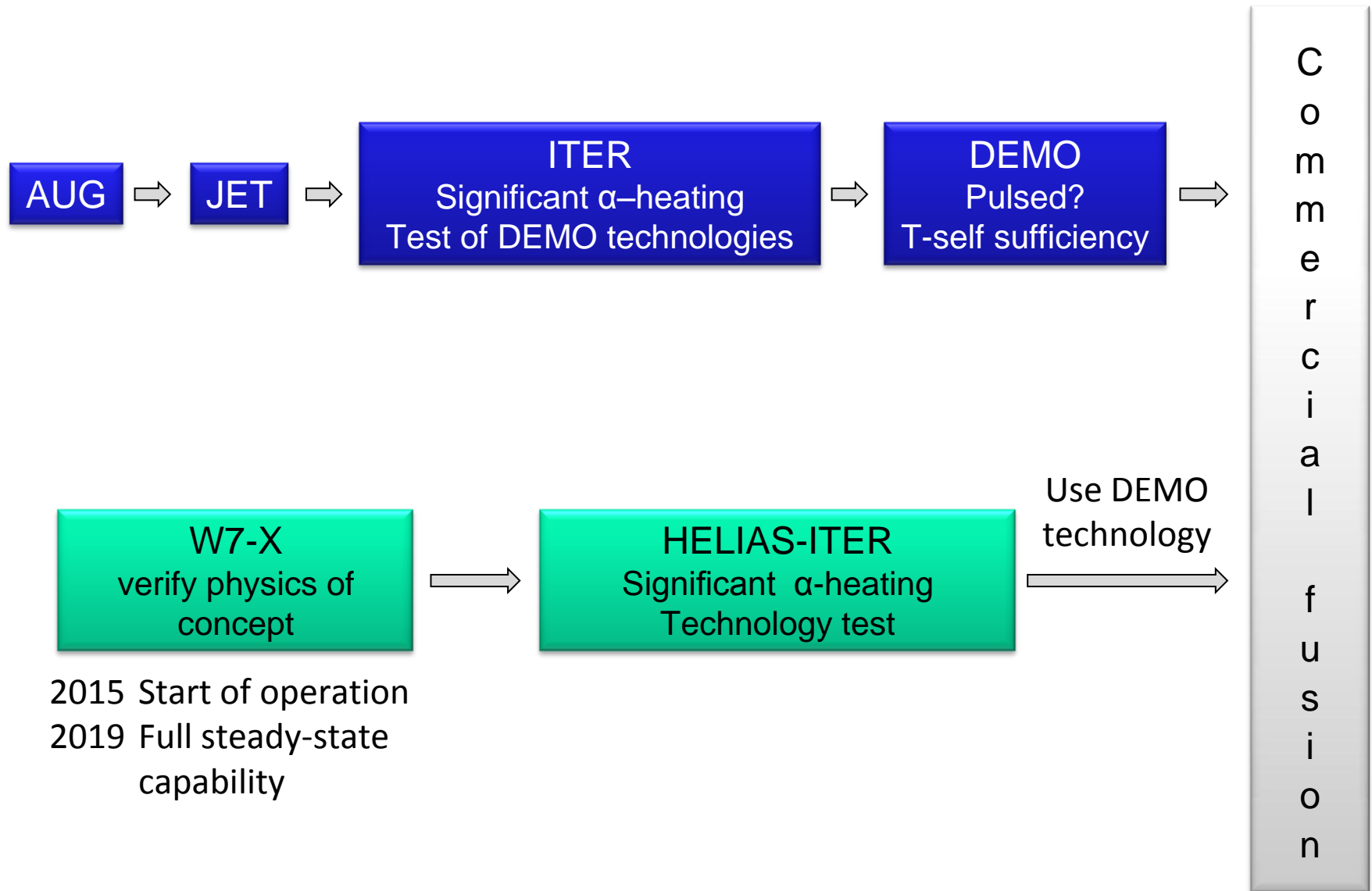


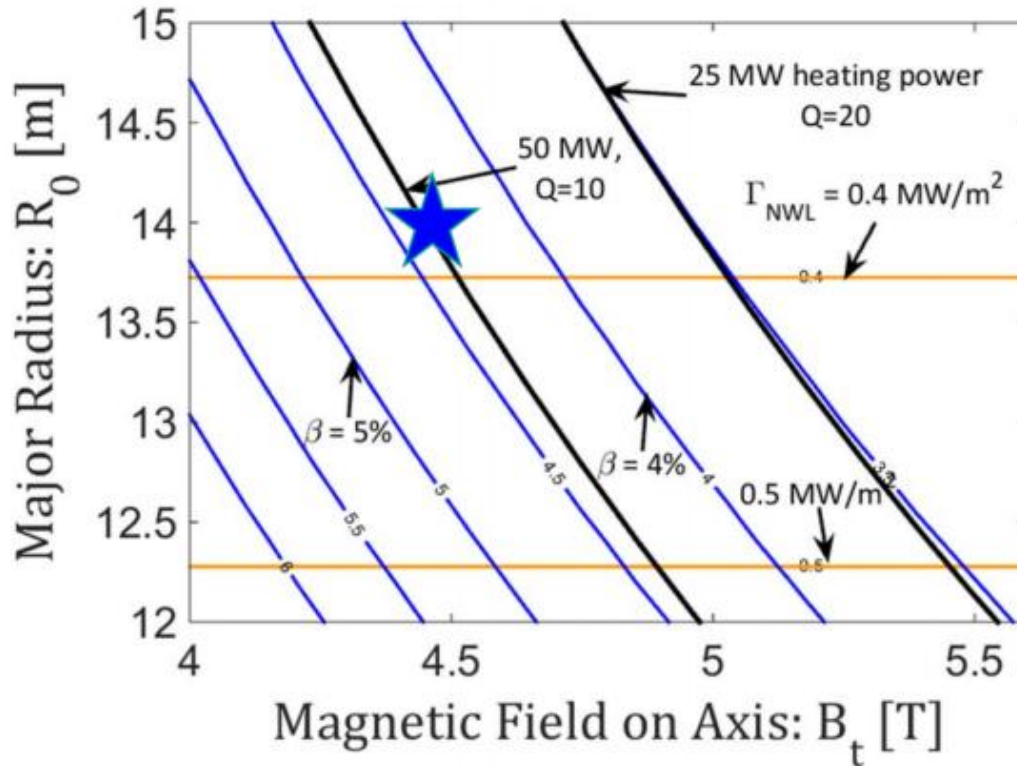
Blanket im HELIAS



→ Zentrale Aufgabe von W7-X

Courtesy A. Häußler





Untersuchung eines brennenden Fusionsplasmas in einem Stellarator

$Q = 10$

$P_\alpha = 2 P_{\text{Heizung}}$

Keine Elektrische Leistung

„Einfache“ Magnet-technologie (NbTi wie bei W7-X)

Kein Brutblanket

Courtesy F. Warmer

Grundsätzliche Vorteile des Stellarators

- Intrinsisch stationär
- „Weiche“ Betriebsgrenzen (deutlich geringerer Aufwand der Plasmakontrolle)

Die zentrale Aufgabe von W7-X ist nachzuweisen, dass der Stellarator die grundsätzlichen Voraussetzungen für die Weiterentwicklung zu einem Fusionskraftwerk besitzt

- Wichtige Technologieentwicklungen (Spulenanordnung, Plasmaheizung, ...)
- Einschluss
- Energie- und Teilchenabfuhr
- Stationärer Betrieb eines Hochleistungsplasmas

Komplementär zu der Entwicklung des Tokamaks und den Aufgaben von ITER

- Erstes brennendes Fusionsplasma
- Erstmalige Erprobung von Fusionsblankets
- Betrieb einer nuklearen Fusionsanlage