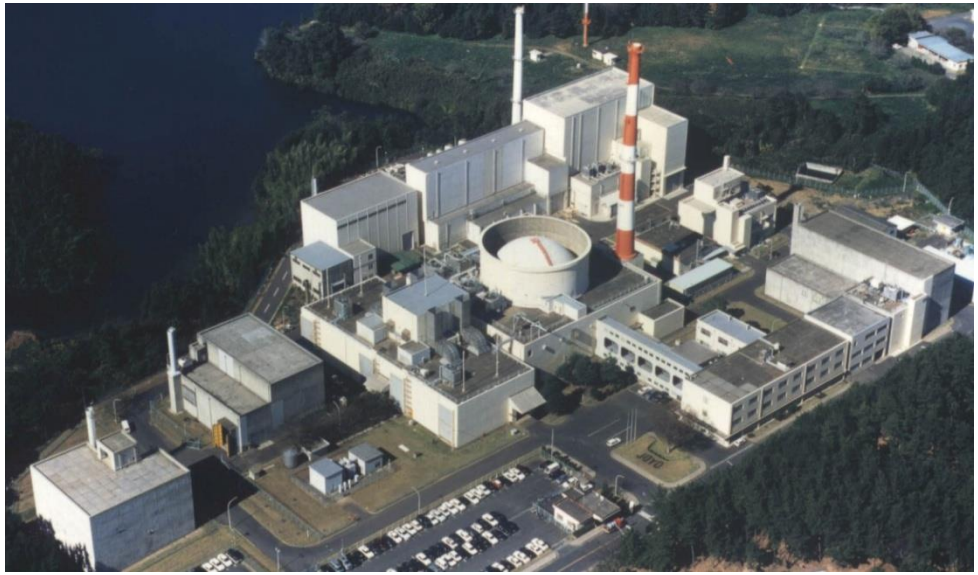
「常陽」の設備概要

講義資料

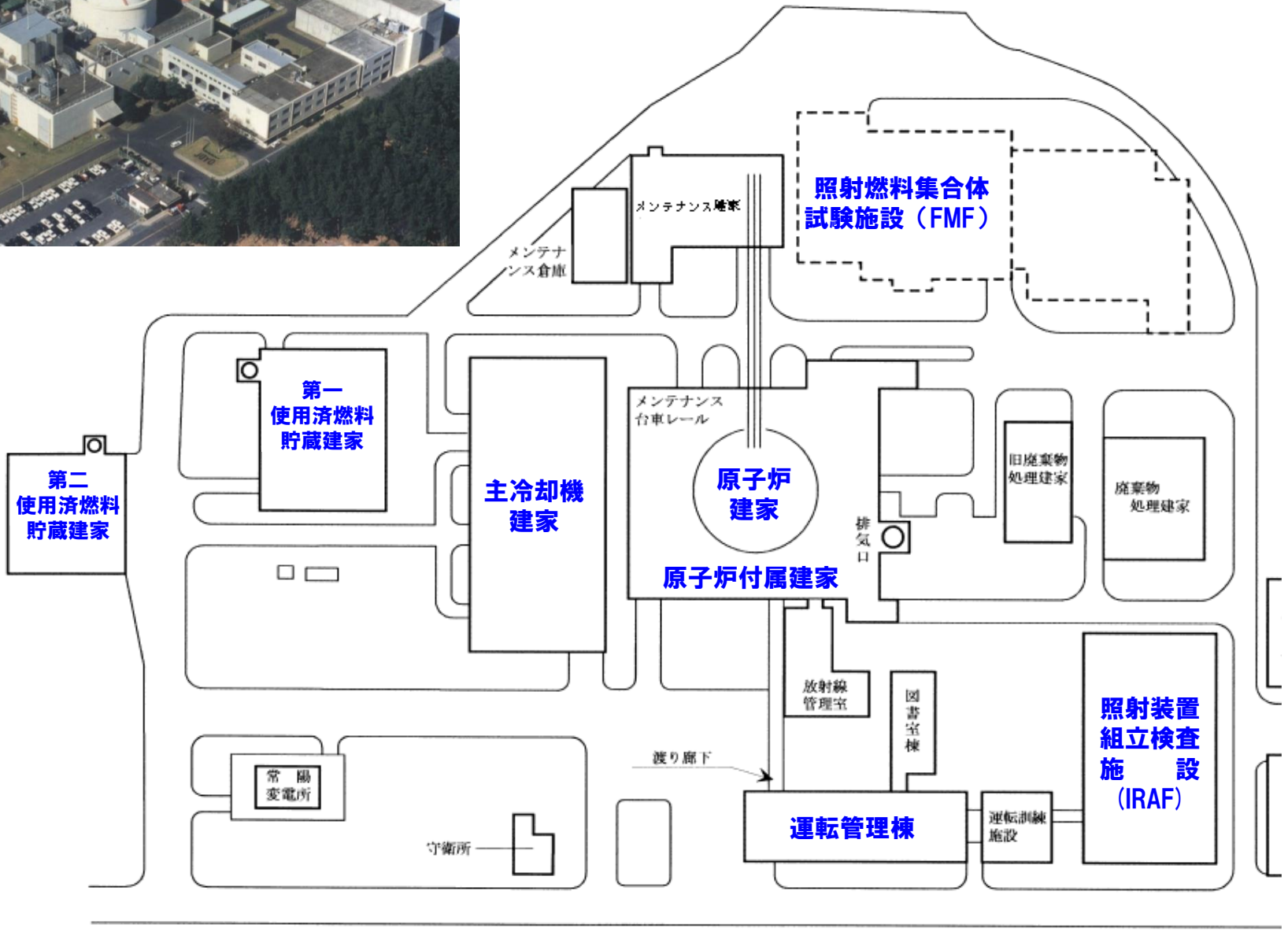
日本原子力研究開発機構
大洗研究所
高速実験炉部

本資料は、一部を除いて、「高速実験炉「常陽」の原子炉シミュレータを用いた高速炉物理実験（JAEA-Technology 2009-047）」より抜粋（一部加筆）し作成したものです。

大洗研究所の
研究炉及びホット試験施設



原子炉施設全体配置図


照射燃料集合体
試験施設（FMF）
メンテナンス建家
メンテナンス倉庫
第一
使用済燃料
貯蔵建家
第二
使用済燃料
貯蔵建家
主冷却機
建家
メンテナンス
台車レール
原子炉
建家
原子炉付属建家
排気口
旧廃棄物
処理建家
廃棄物
処理建家
放射線
管理室
図書室棟
照射装置
組立検査
施設
（IRAF）
渡り廊下
常陽
変電所
守衛所
運転管理棟
運転訓練
施設

「常陽」のマイルストーン

1977年 4月 ～1981年12月	ＭＫ－Ⅰ炉心(50～75MW)	・・・Pu増殖性を確認するための増殖炉心 （増殖比1.03±0.03を確認）
1982年11月 ～1997年 9月	ＭＫ－Ⅱ炉心(100MW)	・・・FBR燃料・材料の照射試験用炉心
1997年12月 ～2000年 5月	移行炉心(100MW)	・・・炉心を徐々に拡大して MK-Ⅲ炉心 （高性能照射用炉心）に移行
2003年 7月～	ＭＫ－Ⅲ炉心(140MW)	・・・FBRの開発に係る研究開発と外部利用
今後	ＭＫ－Ⅳ炉心(100MW) 【設置変更許可申請中】	・・・FBRの開発に係る研究開発と外部利用

積算運転時間	約7万1千時間	積算熱出力	約62億4千万kWh
燃料集合体 の照射実績	MK－Ⅰ燃料集合体　116体 MK－Ⅱ燃料集合体　342体 MK－Ⅲ燃料集合体　130体	試験用集合体 の照射実績	照射燃料集合体　27体 材料照射用反射体　68体 照射装置　5体 自己作動型炉停止機構 実験装置　1体

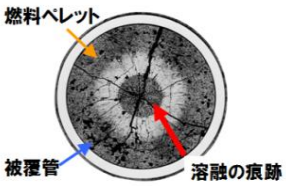
高速実験炉「常陽」のこれまでの成果

高速炉技術の確立

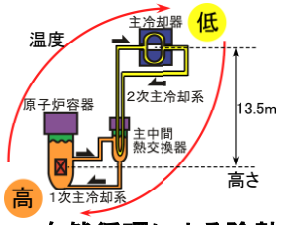
- ○ 増殖性能の確認
- ○ 炉心・プラント特性データの取得
  （MK-Ⅰ、MK-Ⅱ、MK-Ⅲ炉心）
- ○ 核燃料サイクルの輪の実証

高速炉の安全性の実証

- ○ 自然循環による崩壊熱除去の実証
- ○ MOX燃料の性能確認
  （燃料溶融試験、高燃焼度試験の実施）



溶融限界出力試験



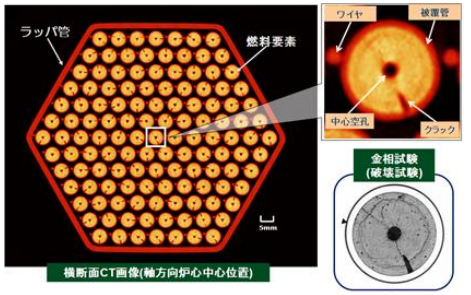
自然循環による除熱

運転保守経験の蓄積、データベース化

- ○ プラントの運転・保守、定検、改造工事等を通じた高速炉プラントの運転保守技術の蓄積
- ○ 高速炉用機器信頼性データベースへの反映
- ○ 保守体系データベース、マニュアルの作成、技術者教育への反映

照射試験・照射後試験

- ○ 世界最高レベルの高速中性子束
- ○ 多様なニーズに対応可能な照射試験用集合体の開発（キャプセル型）
- ○ 最先端の照射後試験技術（X線CT）
- ○ 約100体の照射試験用集合体を装荷



炉心燃料集合体 X線CT画像

「もんじゅ」、実証炉（FaCT）への貢献

- ○ もんじゅ・実証炉開発のための照射試験
- ○ 高燃焼度を目指した被覆管材料（ODS鋼）等の照射試験
- ○ 自己作動型炉停止機構の照射試験

国際協力

- ○ 米国・仏国との連携・協力
  （交換照射の実施、プラント運転・保守経験等の情報交換、駐在員の相互派遣）
- ○ WANO（世界原子力発電事業者協会）、IAEA等を通じた世界各国との情報共有
- ○ OECD/NEAコードベンチマークへの貢献

基礎・基盤研究、外部利用

- ○ 核融合炉材料開発
- ○ 照射損傷研究
- ○ 基礎物理研究

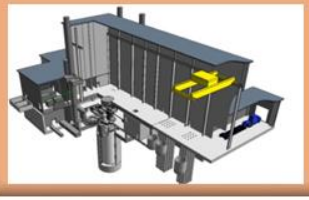
核融合炉材料照射試料

ニュートリノ検出器の性能実験

研究プラットフォームとしての高速実験炉「常陽」の役割

～脱炭素社会を実現するイノベーションと
エネルギーセキュリティの確保を目指して

■小型炉、次世代炉開発(NEXIP)
■民間のイノベーション技術開発
■新燃料・材料開発、安全性向上
■米仏協力（開発、協働）



米国多目的
研究炉 VTR

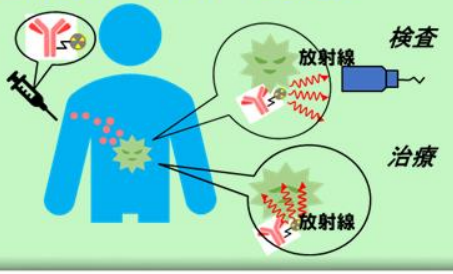
～核拡散・核テロの脅威の無い
世界を目指す

■プルトニウム燃焼
■プルトニウム燃焼炉の開発
■核不拡散革新技術の実証

余剰プルトニウム
の削減

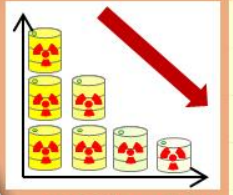
～医療・産業のイノベーション創出

■治療・診断用アイソトープ製造
■工業用アイソトープ製造

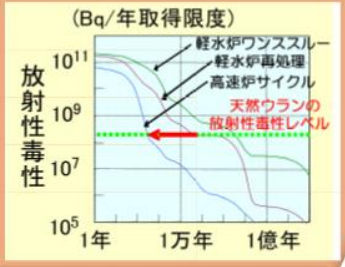


高速実験炉「常陽」

■ マイナーアクチニドを燃料に混ぜて燃焼
■ 長寿命核分裂生成物の短寿命化



廃棄物の減容
有害度低減



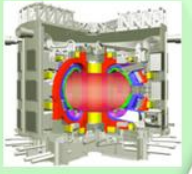
～持続可能な原子力利用へ

■大学・高専との連携
■海外技術者の受け入れ

学生実習

海外研究者の
インターンシップ研修

■基礎基盤研究・多目的利用
■大学利用、国際貢献
■核融合炉開発
■加速器駆動
未臨界炉(ADS)開発



～原子力のポテンシャルの追求

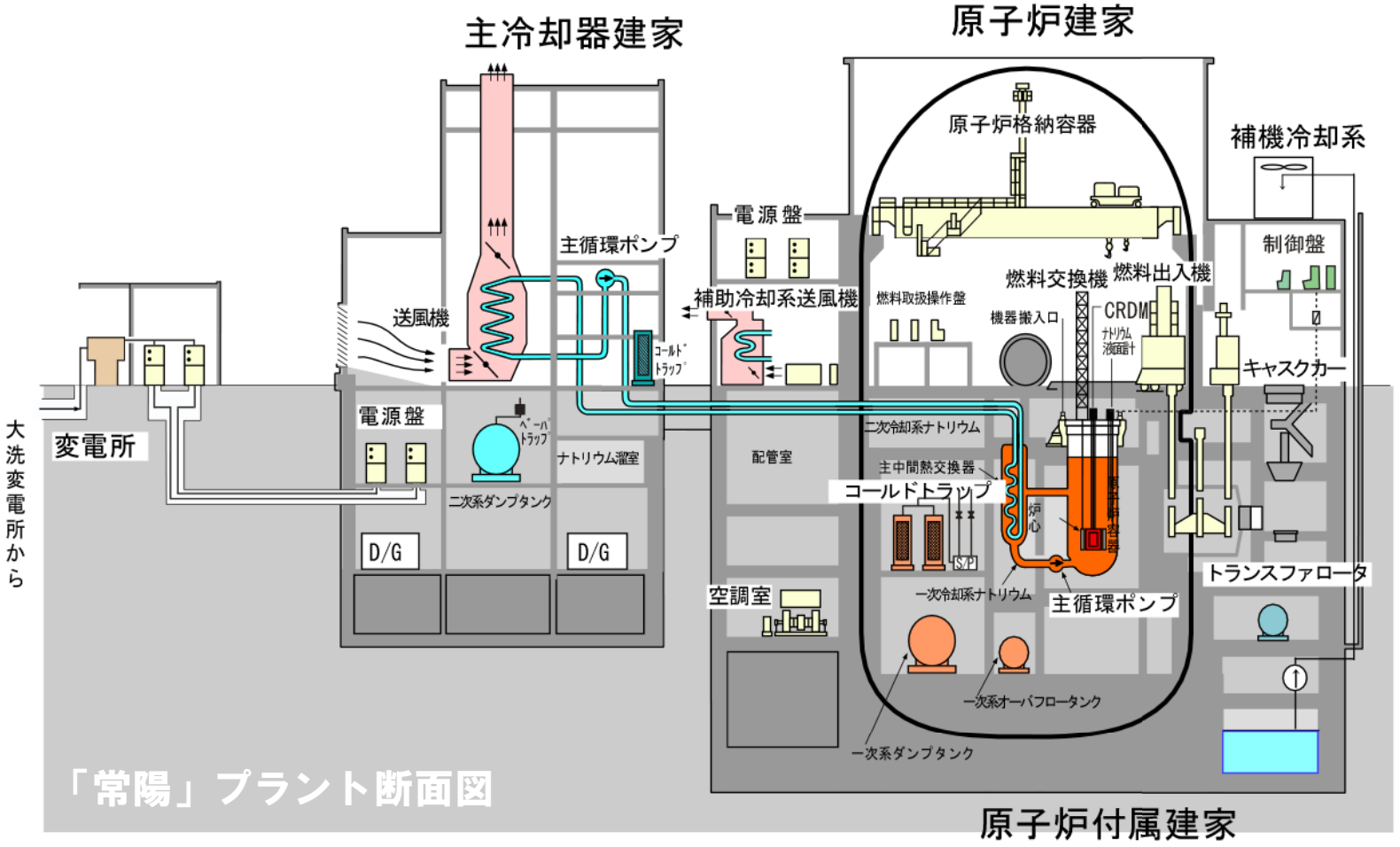
～未来を担う原子力技術者の育成

「常陽」の主要設備

型　式　：ナトリウム冷却型高速炉
熱出力　：140MWt
冷却材　：ナトリウム
冷却系　：2ループ
燃料　　：混合酸化物
除熱方法：空気冷却（4基）

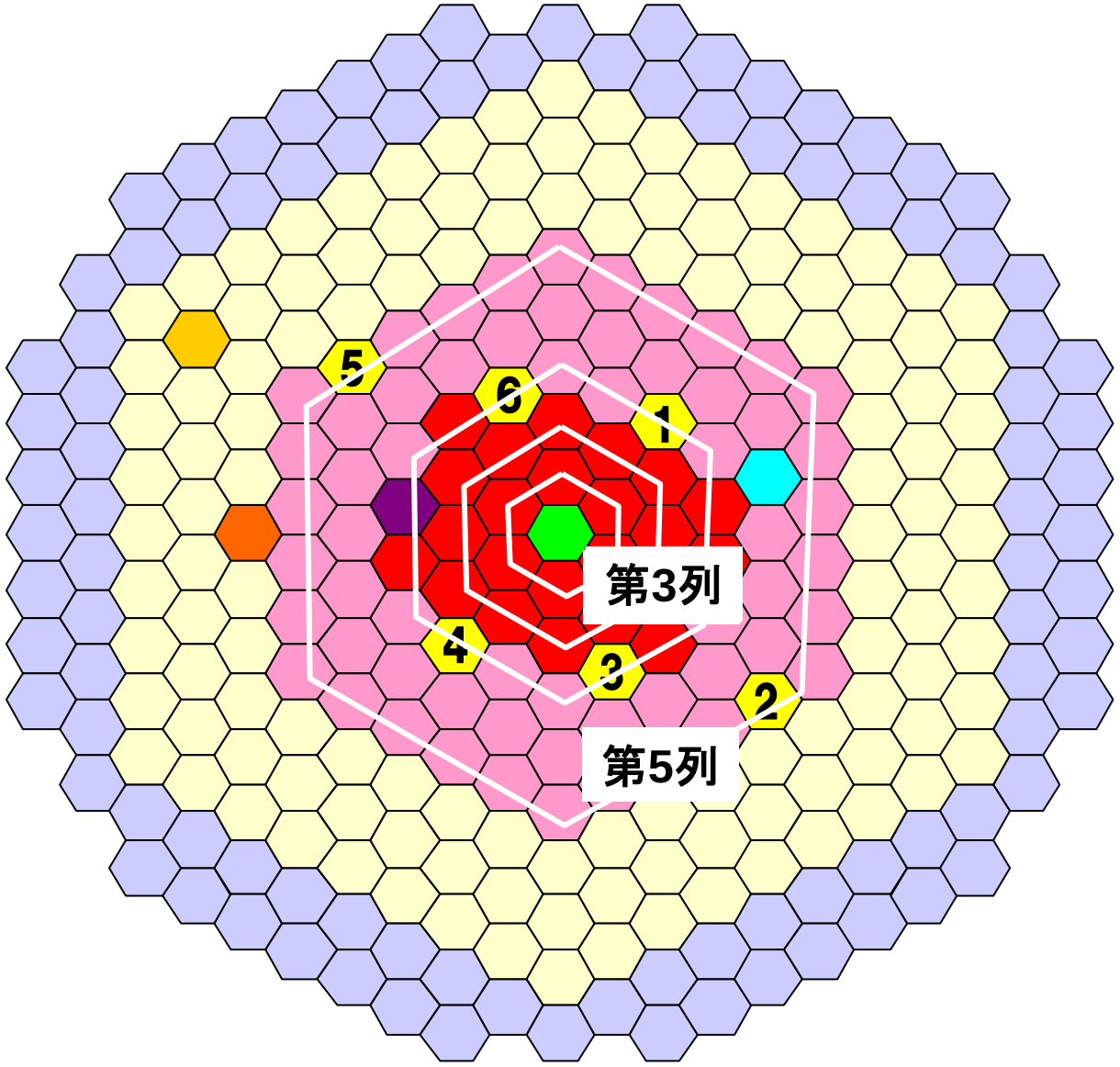
1次冷却材ループ流量　：1350t/h
2次冷却材ループ流量　：1200t/h
原子炉入口/出口温度　：350℃/500℃
主冷却器入口/出口温度：470℃/300℃

主冷却器空気流量　：7700m^3/min



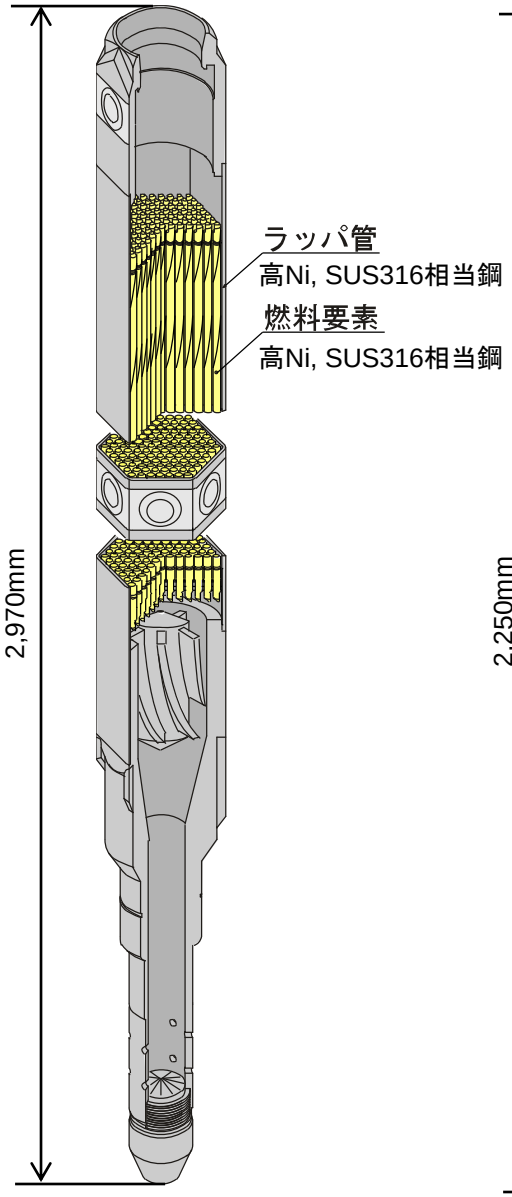
「常陽」プラント断面図

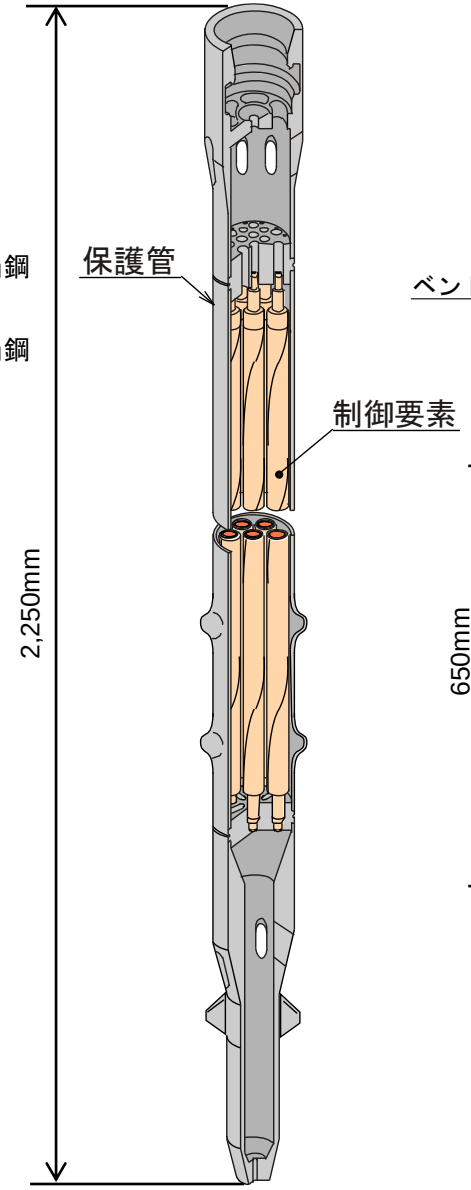
MK-Ⅲ炉心第6サイクルの炉心構成

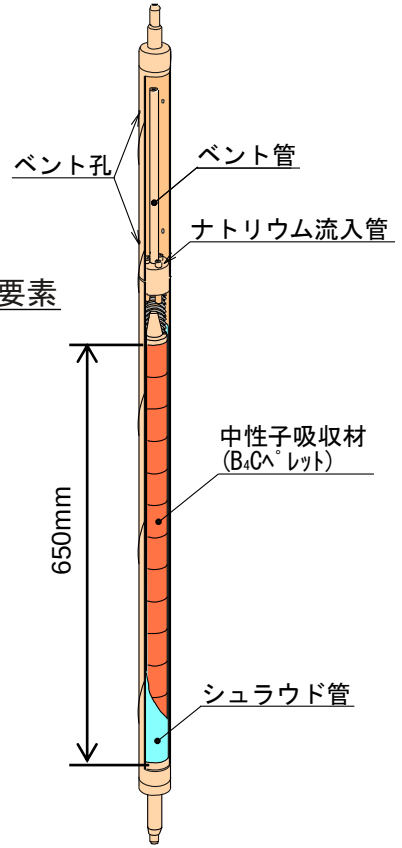


	体数
内側燃料集合体	23
外側燃料集合体	59
反射体	124
制御棒	6
中性子源	1
炉心材料照射用反射体	1
C型照射燃料集合体	1
構造材料照射用反射体	1
温度制御型材料照射装置	1
遮へい集合体	96

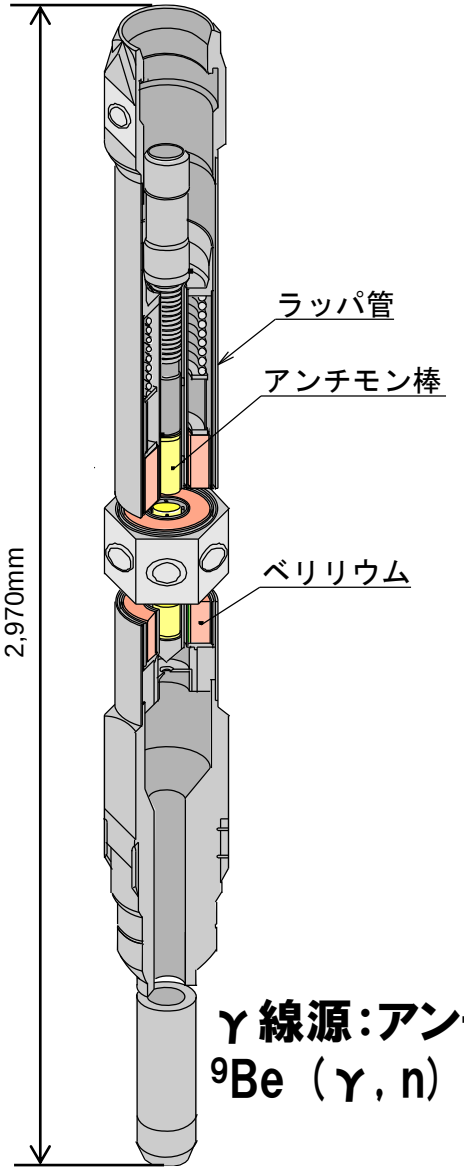
炉心構成要素の構造概要　（１）







制御要素

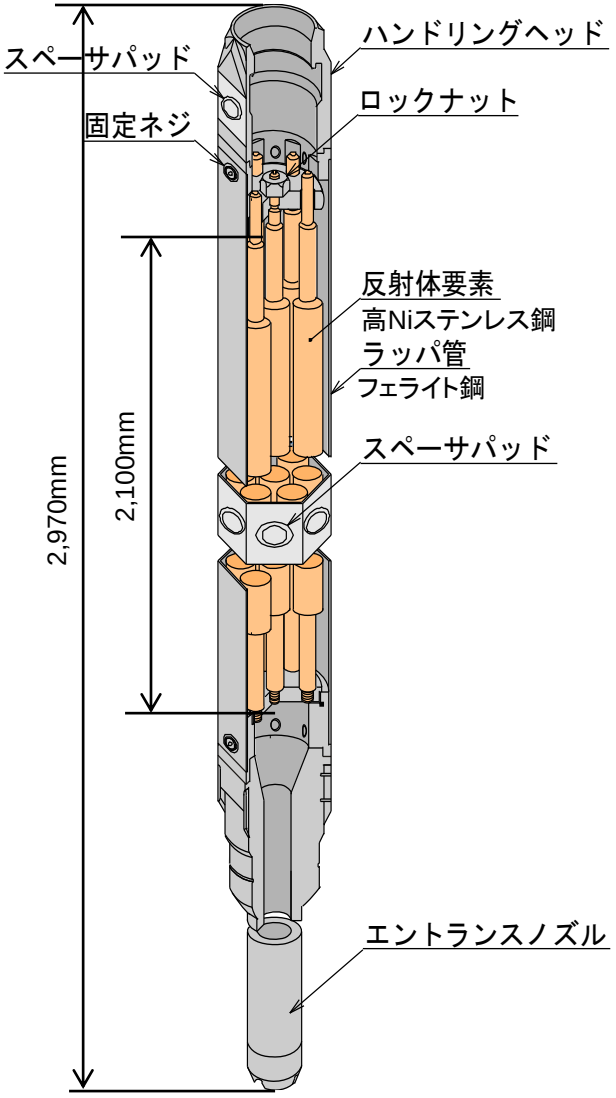


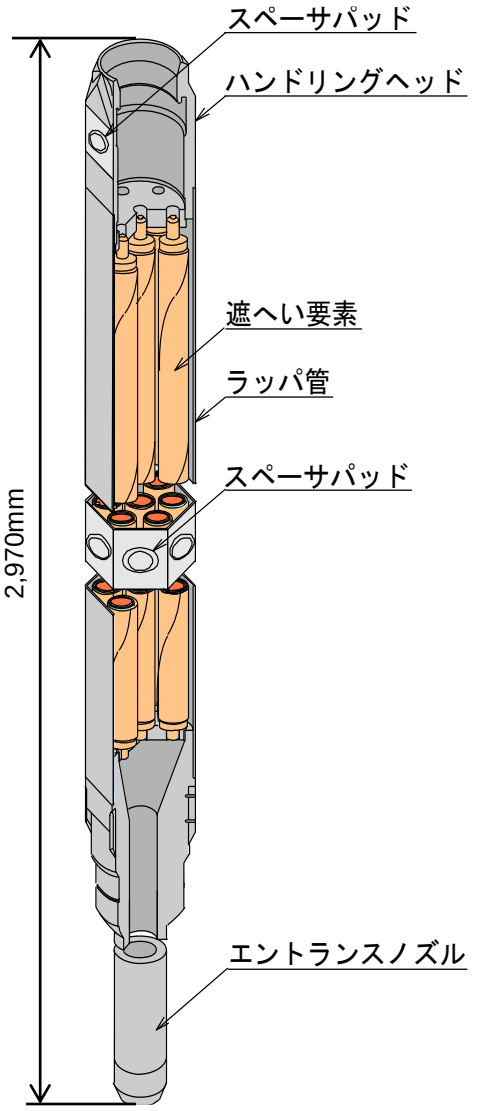
γ線源：アンチモン

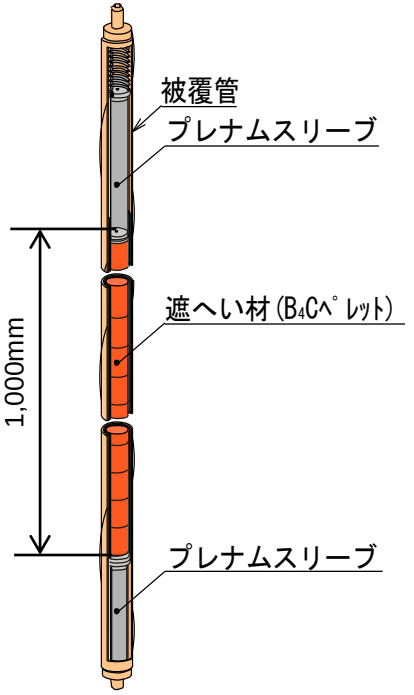
^{9}Be（γ，n）2α

炉心燃料集合体　　**制御棒**　　**中性子源**

炉心構成要素の構造概要　（２）





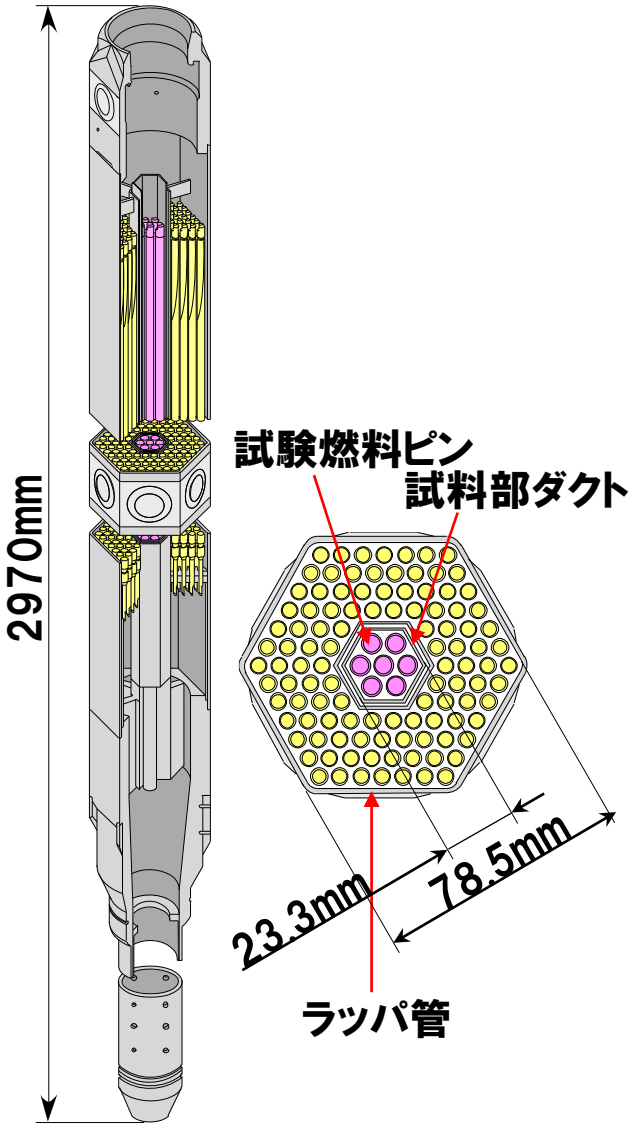


遮へい要素

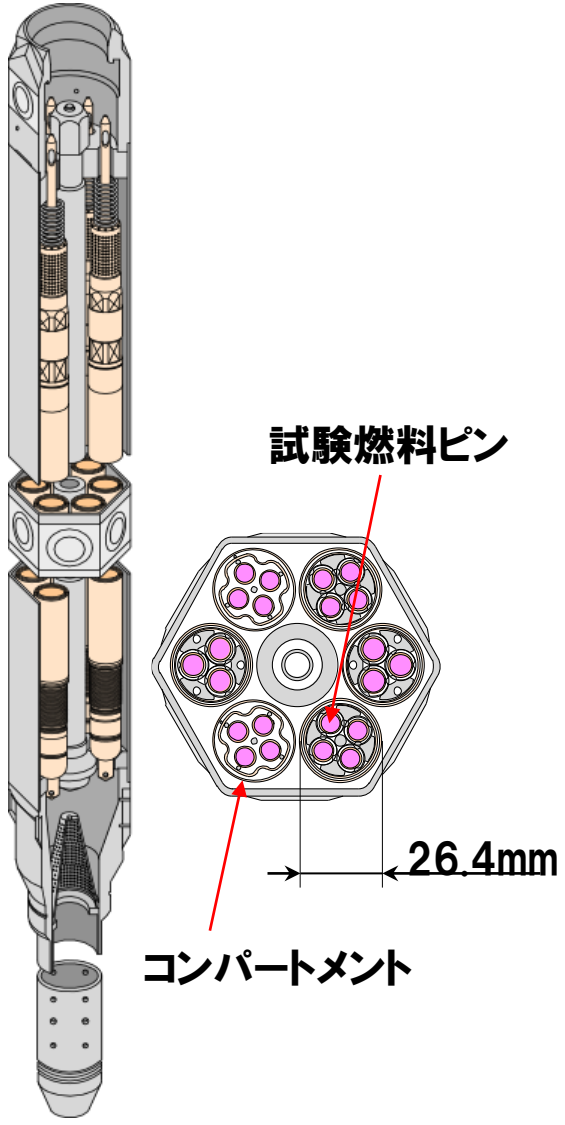
内側反射体

遮へい体

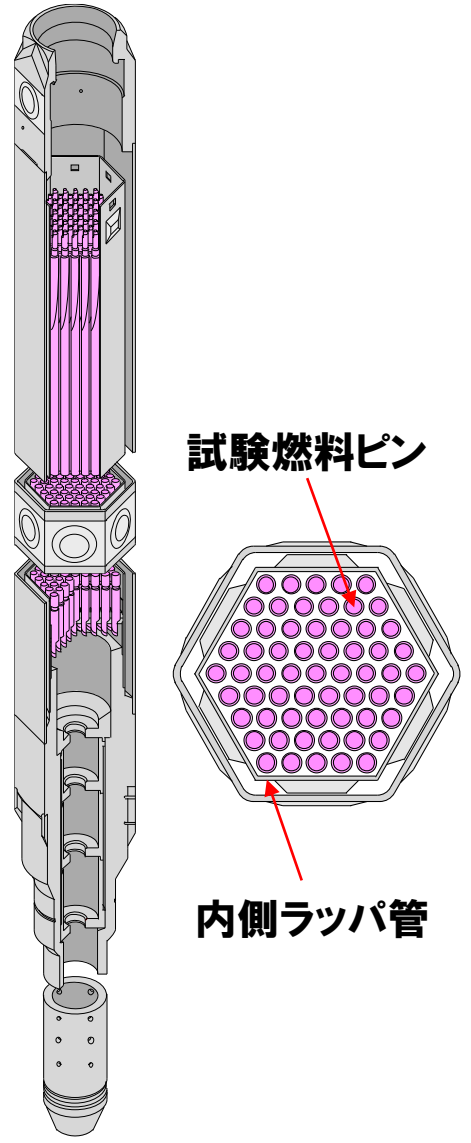
炉心構成要素の構造概要　（３）



A型照射燃料集合体
（高線出力試験）

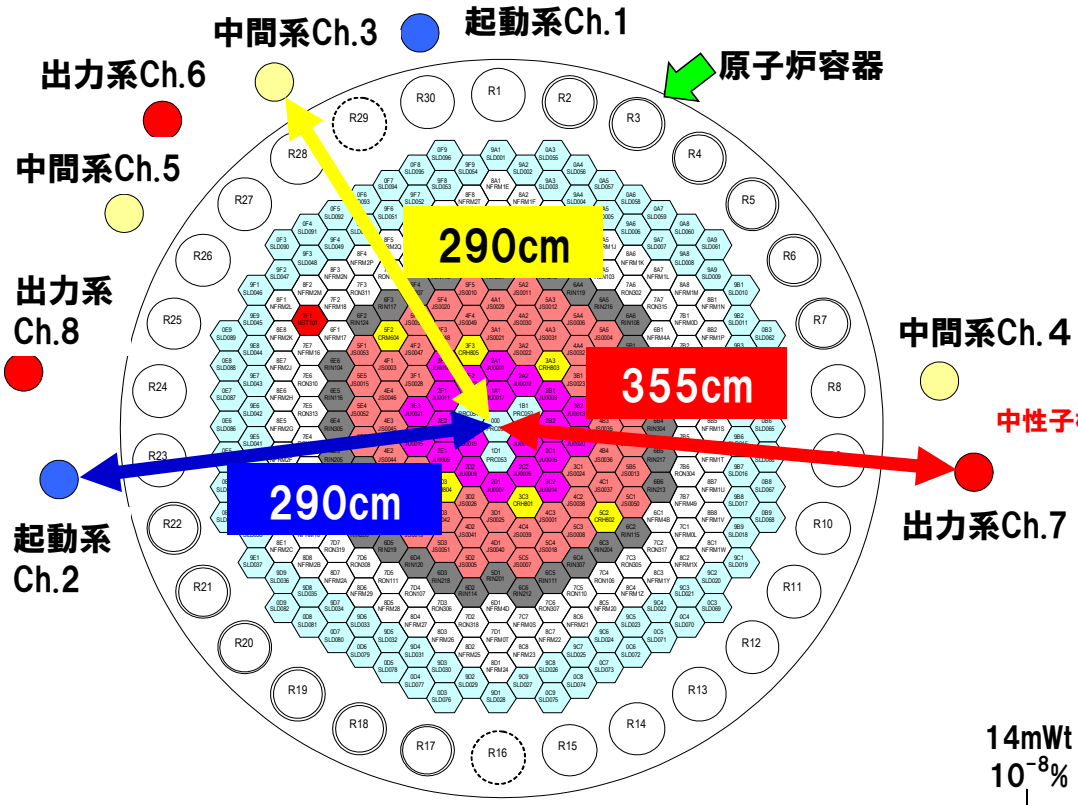


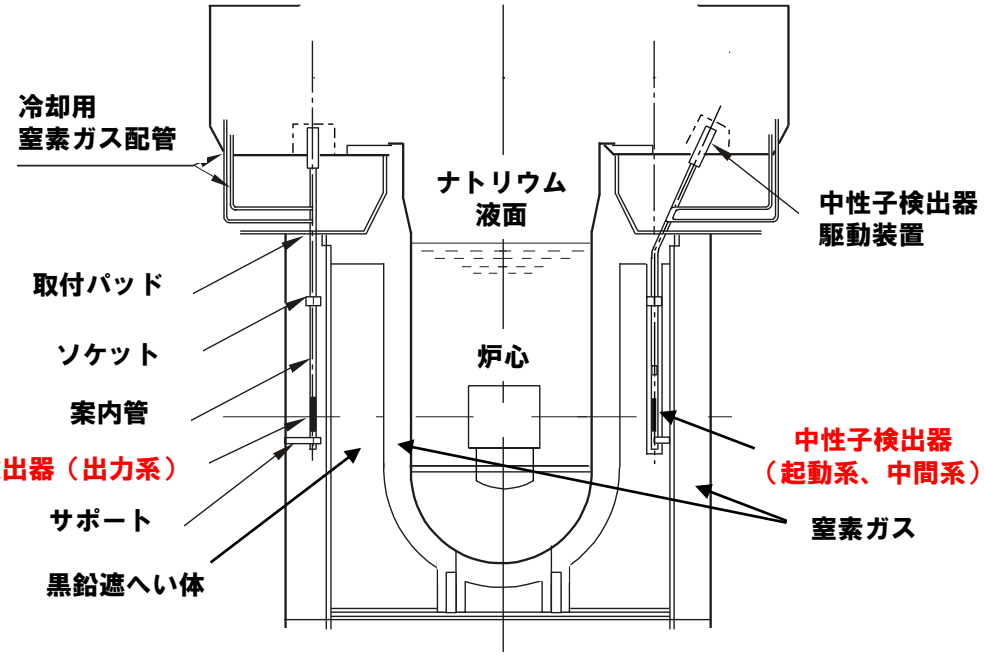
B型照射燃料集合体
（燃料ピン単位の基礎試験）

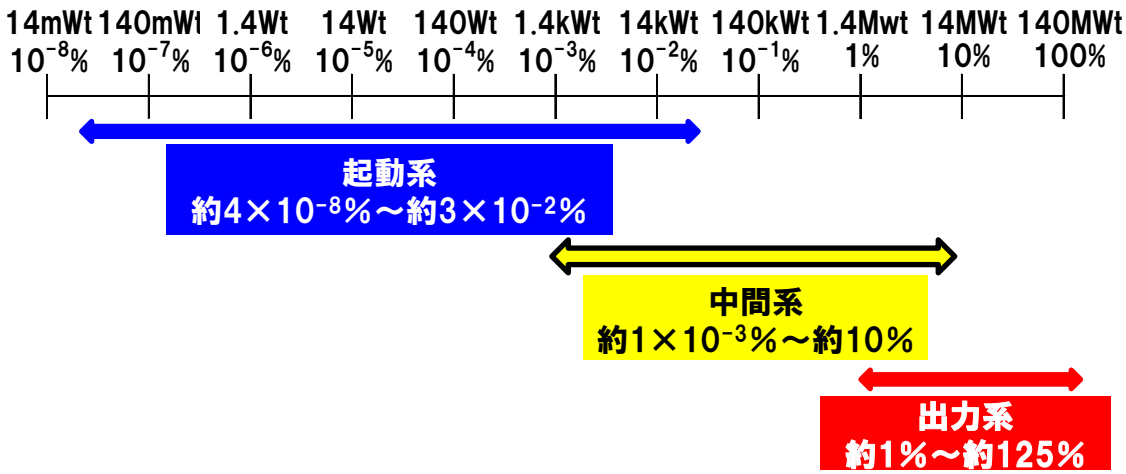


C型照射燃料集合体
（燃料ピンバンドル照射試験）

「常陽」の核計装設備

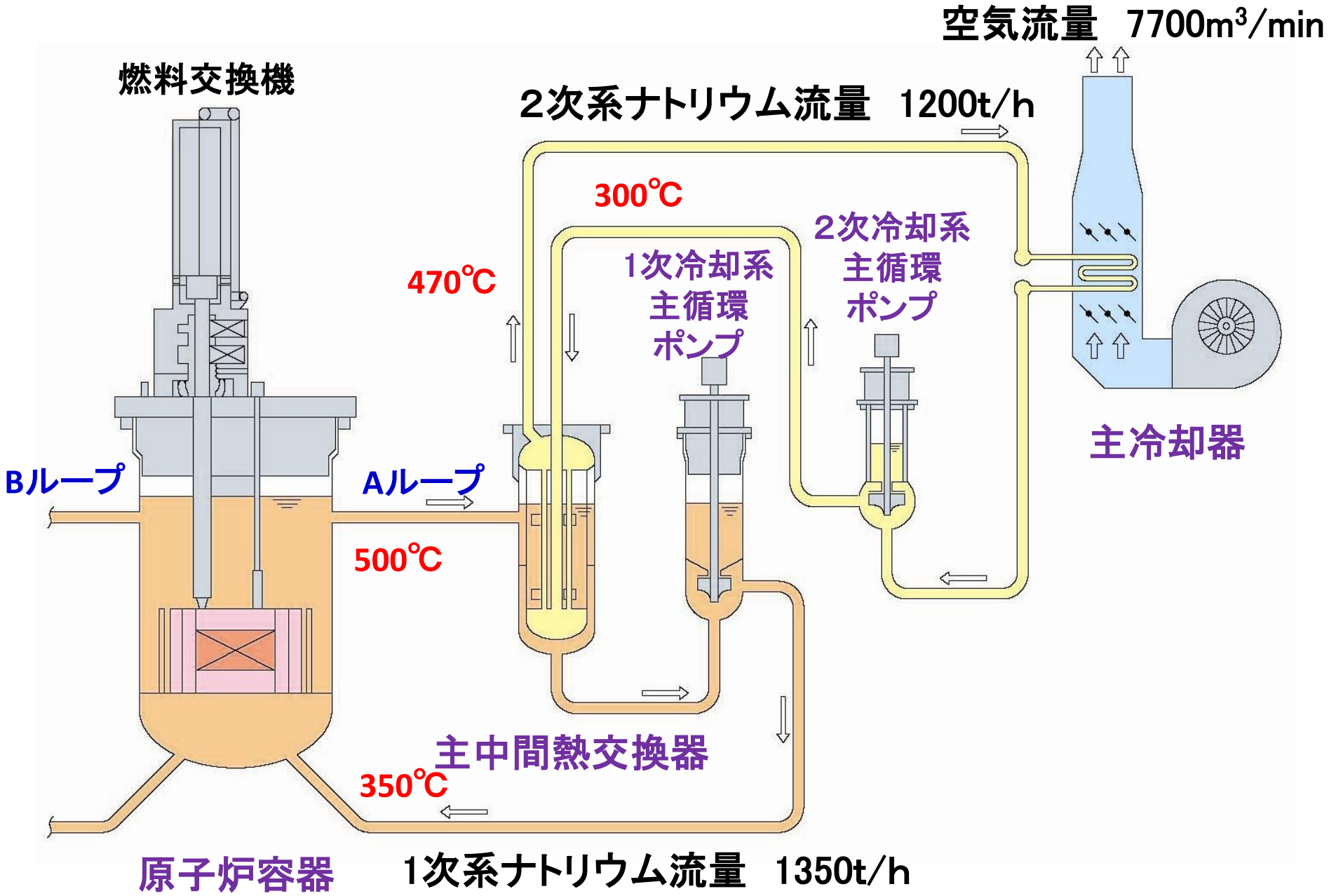




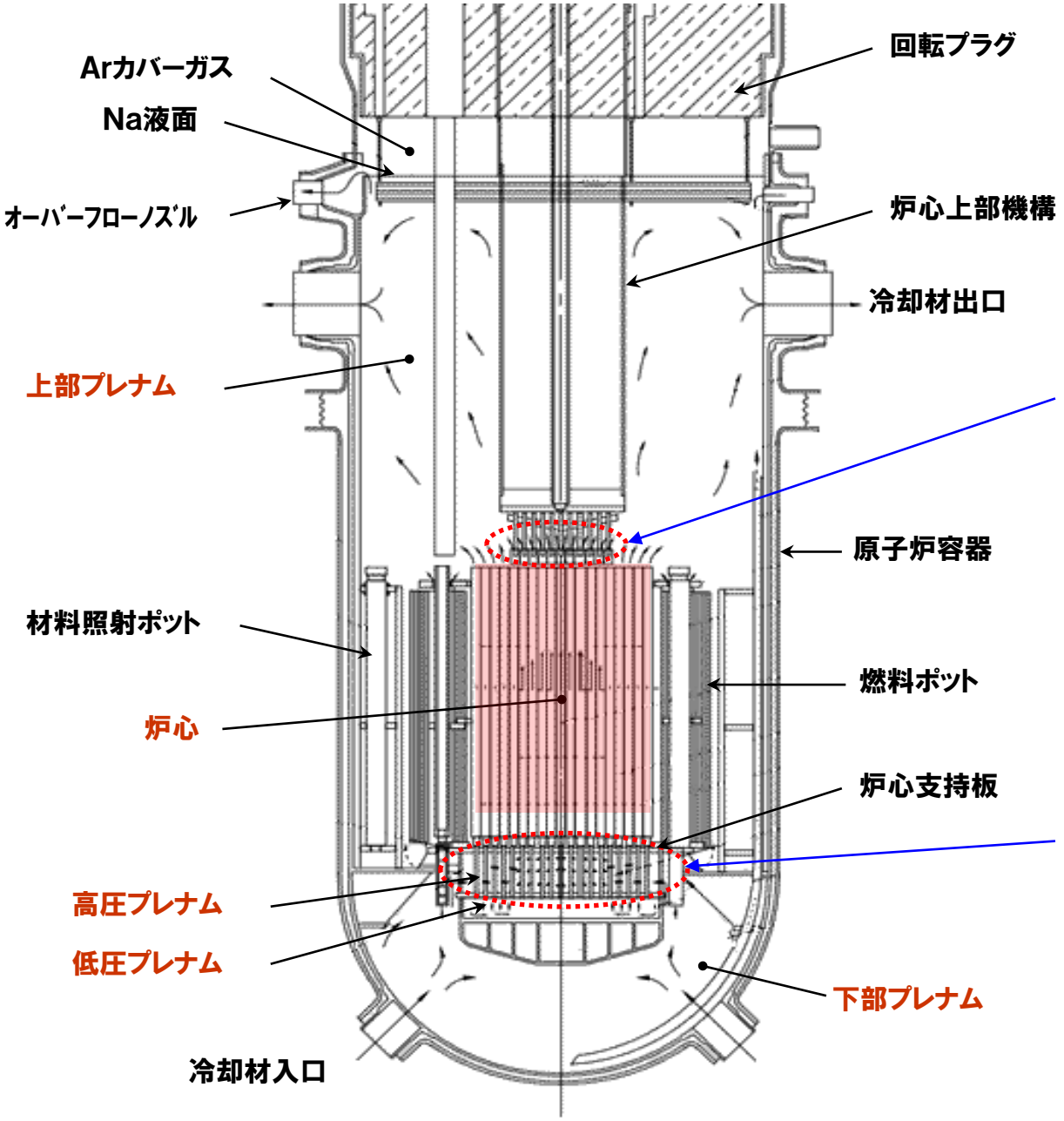


種類	起動系	中間系	出力系
数	2系統	3系統	3系統
配置	黒鉛遮蔽体中 （炉中心より290cm）		安全容器外側 窒素ガス雰囲気中 （炉中心より355cm）
型式	核分裂計数管		γ線補償型電離箱

「常陽」の冷却系の概要


空気流量　7700m³/min
燃料交換機
2次系ナトリウム流量　1200t/h
300℃
470℃
1次冷却系
主循環
ポンプ
2次冷却系
主循環
ポンプ
主冷却器
Bループ
Aループ
500℃
主中間熱交換器
350℃
原子炉容器
1次系ナトリウム流量　1350t/h

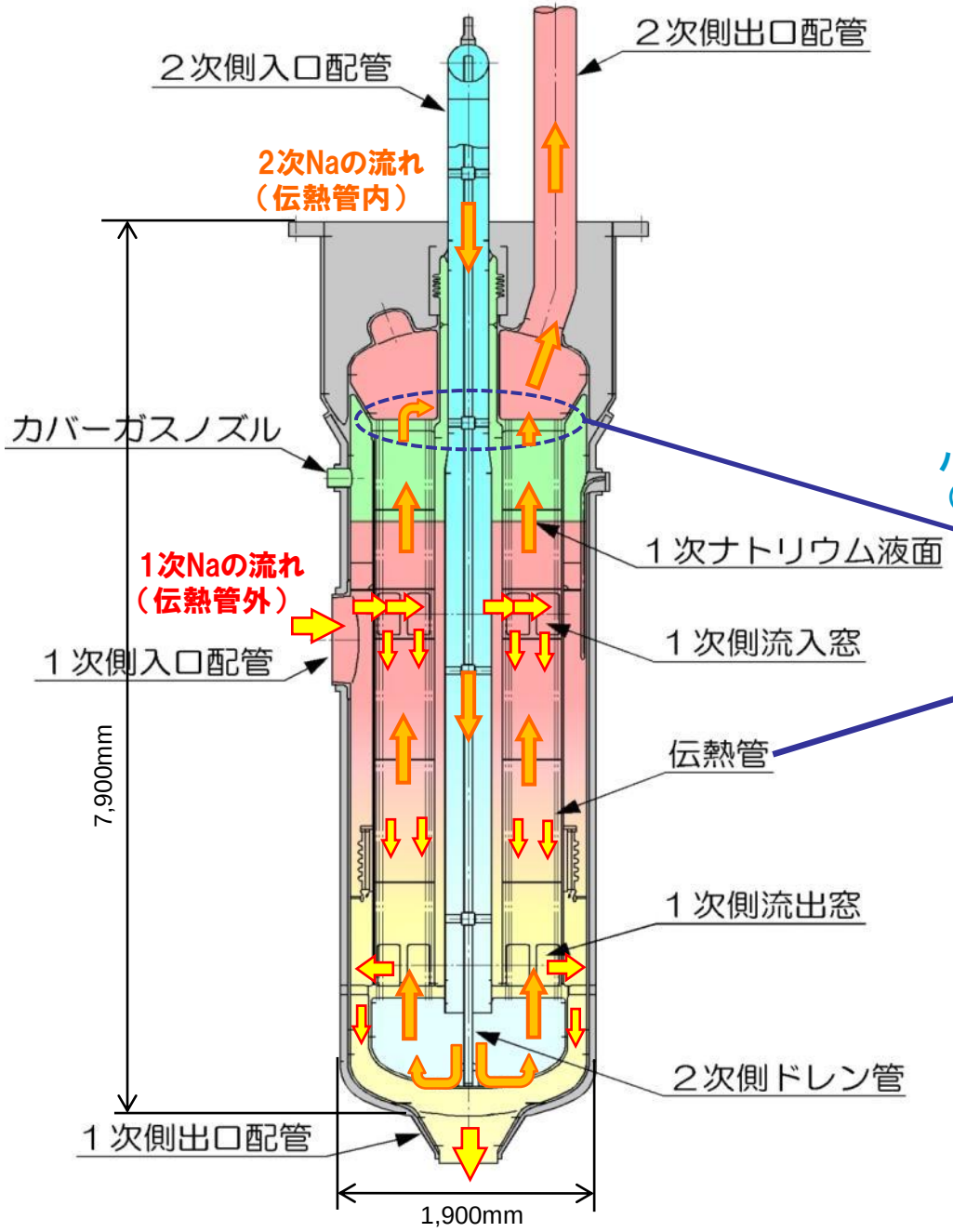
原子炉容器内部構造の概要



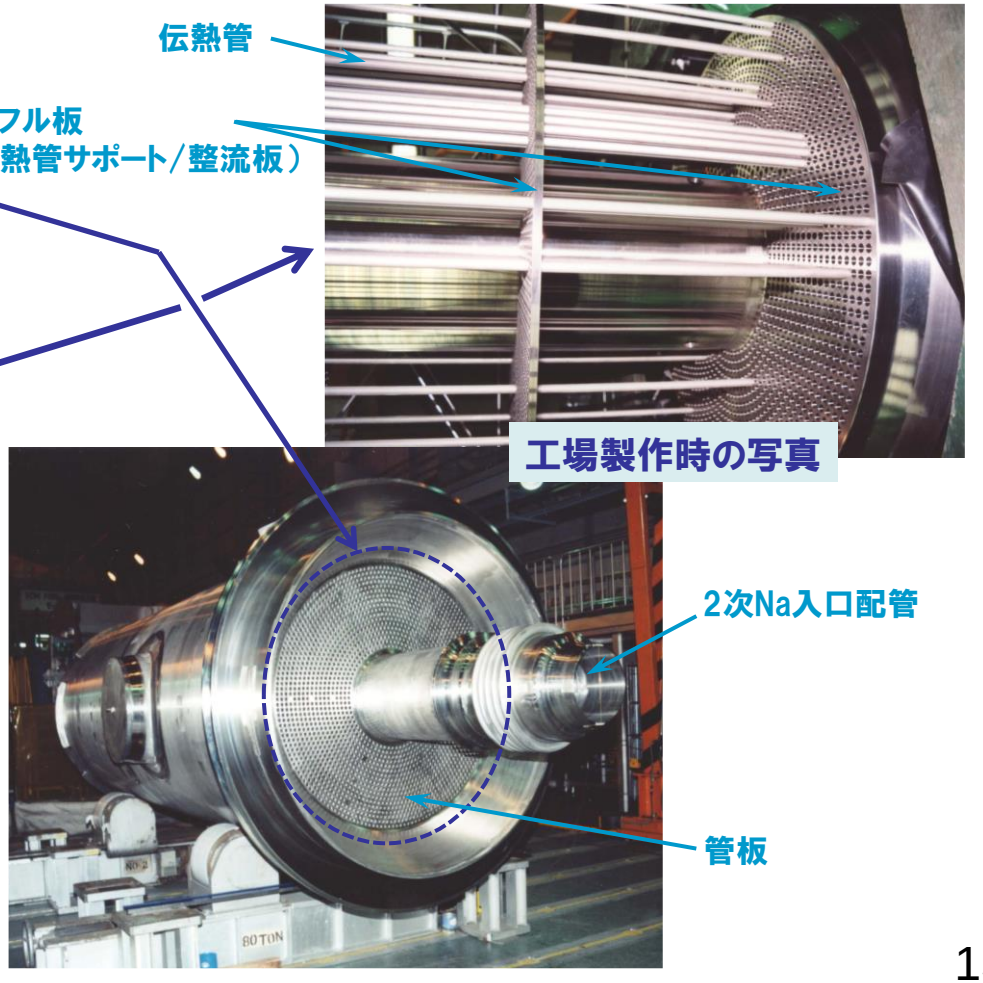
集合体出口温度計測用熱電対があり、各集合体出口冷却材温度を測定

流量調節機構（流路絞りの設定）により、流量配分を行う

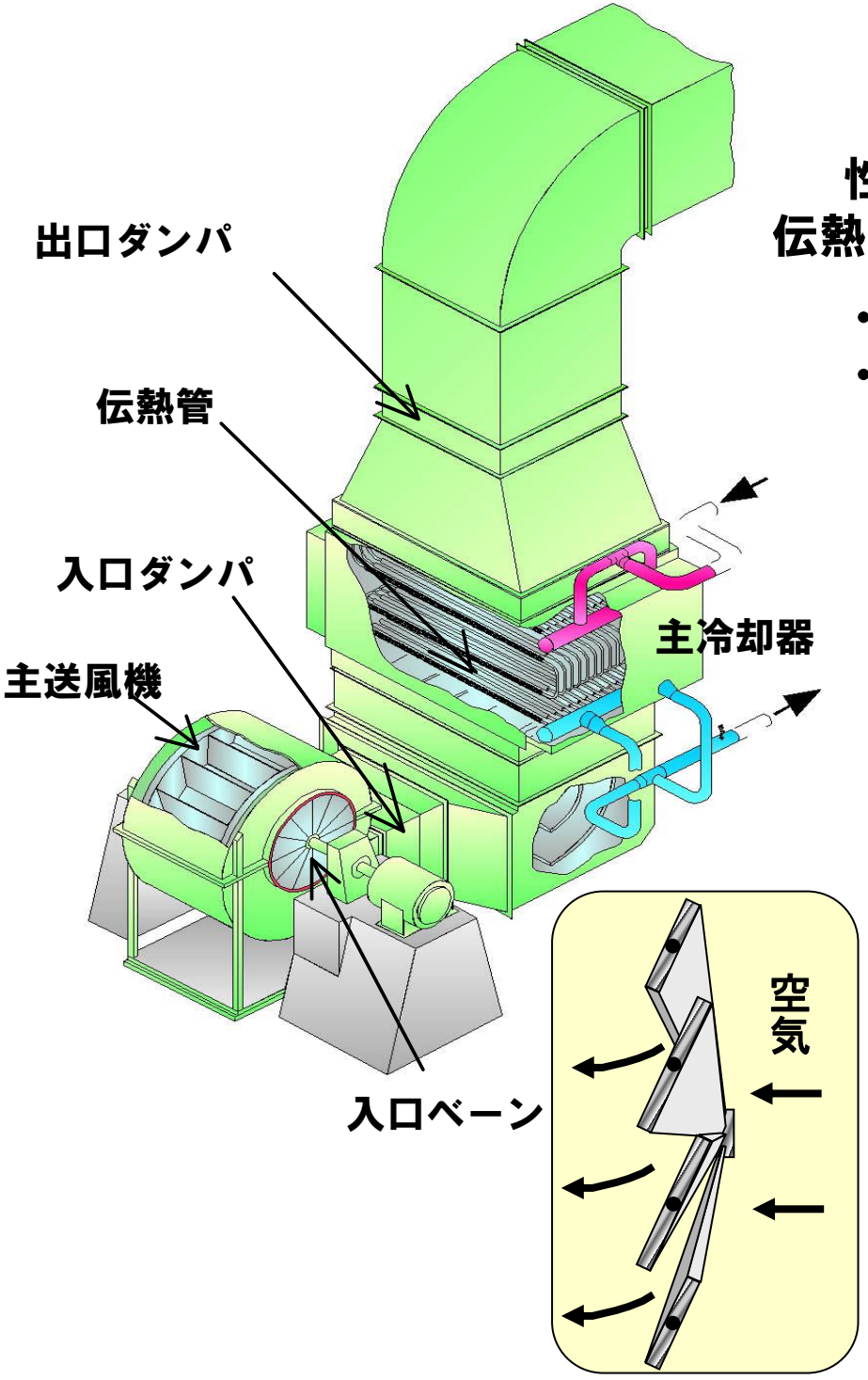
主中間熱交換器の概要



主　要　目	
型　　式	縦置有液面式ｼｪﾙｱﾝﾄﾞﾁｭｰﾌﾞ型
主要材質	316FR
基　　数	2基
交換熱量	70MWt/基
伝熱面積	363m^2/基



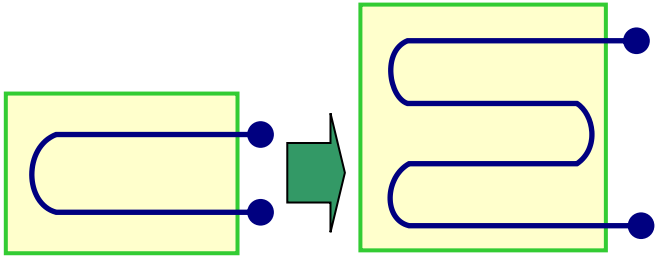
MK－Ⅲ用主冷却機の概要

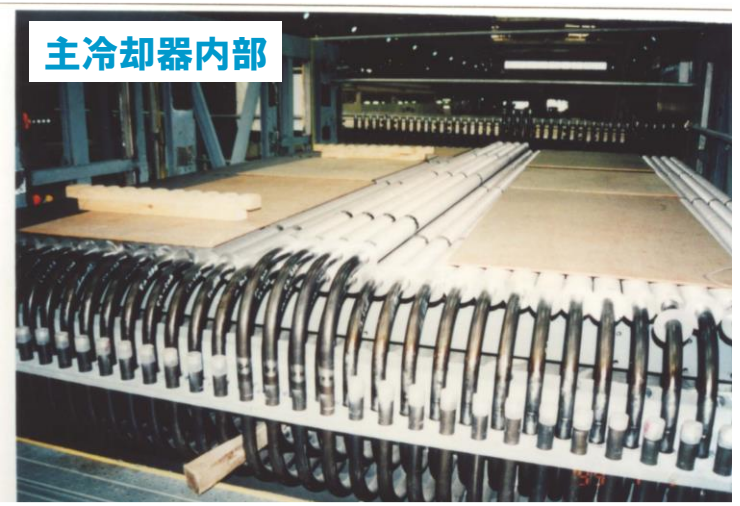


主冷却器

性能アップのため、
伝熱管形状をΣ型に変更

・重量：約２倍
・高さ：約１．５倍





主　要　目	
型　　式	フィン付空冷多管式
基　　数	4基
交換熱量	35MWt/基
伝熱面積	2400m^2/基
送風機風量	7700m^3/min

原子炉の冷却材の比較

	ナトリウム	水	高速炉への適用性
中性子の減速	小	大	ナトリウムは高速炉に適している
熱の伝え易さ	大	小	
沸　　点	約880℃	約100℃	ナトリウムは高温でも低圧でよい
融　　点	約100℃	約0℃	予熱ヒータの設置
化学的活性	大	小	・ナトリウム表面をアルゴンガス等の不活性ガスで覆う ・水を持ち込まない ・２次ナトリウム系の設置 ・ナトリウム－水反応などの対策を実施

ナトリウムの特徴

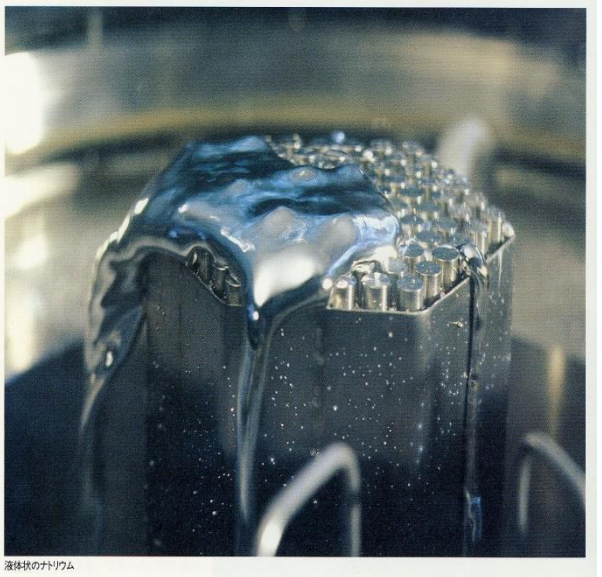
◆銀白色の軟らかい金属、重さは水の約0.97倍（at 20℃）と水より軽い。

◆融点は、約98℃（97.8℃）で、固体ナトリウムから液体ナトリウムに変わる。

◆沸点は、約880℃（881.5℃）であり、広い温度範囲内で液体状態であるので高速炉の冷却材に適している。

水より**軽い**金属

ナイフで簡単に切れるナトリウム



流れる液体ナトリウム

自然循環の原理

高速炉の冷却材：金属ナトリウム

（融点約98℃、沸点約880℃であり、
高速炉において単相流で活用される。）

冷却系機器の配置設計において、高低差のみ考慮すれば、
ホットレグ（高温、密度小）とコールドレグ（低温、密度大）の
密度差との相乗効果によって、容易に自然循環が期待できる。

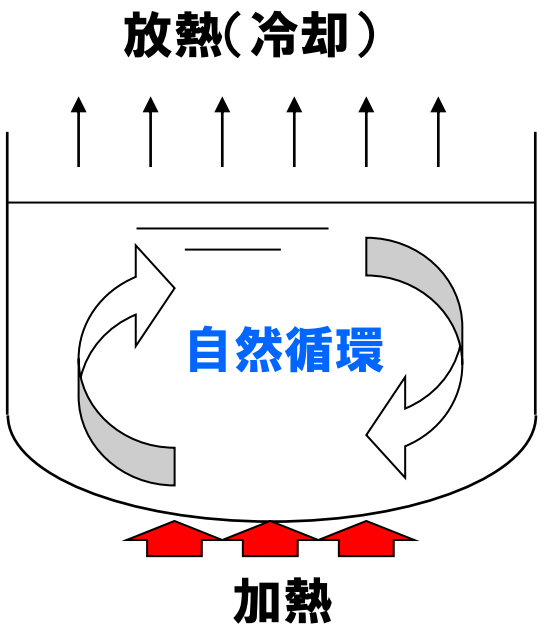
自然循環力

＝

機器の高低差（ヘッド）

×

冷却材の密度差（温度差）



高速炉の運転の特徴（1/2）

（1）制御棒挿入に伴う中性子束分布の局所的ひずみが小さく、**制御棒による出力制御が容易**である。

（2）キセノン、サマリウムのFPの毒物効果がほとんどなく、**原子炉停止直後でも再起動できる**。

（3）ナトリウムは、沸点が高いため、原子炉出口温度が550℃程度の高温でも沸騰せず、ほぼ大気圧で使用でき、**1次系の圧力制御を必要としない**。

（4）ナトリウムは、水と比較して密度の温度依存性が大きく、かつ原子炉出入口温度差が大きいので、**自然循環による崩壊熱の除去**が期待できる。

高速炉の運転の特徴(2/2)

(5) 構造材であるステンレス鋼は、熱膨張率が大きく、熱伝導度が小さいため、原子炉の起動・停止時のノズル部などの**熱応力を緩和する**よう、1次系の温度変化率に制限(50℃/h以下)を設けている。

(6) ナトリウムは融点が約98℃であるため、凍結しないよう原子炉停止中でも冷却材及びその系統は**約250℃に予熱保温**されている。また、空気との反応を防止するため、**カバーガスを覆う液面にはアルゴンガスを使用**する。

(7) 1次冷却系の**ナトリウムは炉内で放射化され**、^{24}Na(半減期:約15時間)、^{22}Na(半減期:約2.6年)が生成する。定期点検時の機器メンテナンス時には、放射化したナトリウム(特に^{22}Na)による被ばく低減のため、**機器内及び作業現場近くの配管内のナトリウムをドレン**する。

「常陽」原子炉シミュレータ実験

① 臨界点確認(臨界近接)
② 制御棒校正
③ 反応度フィードバック特性

①臨界点確認
（臨界近接）

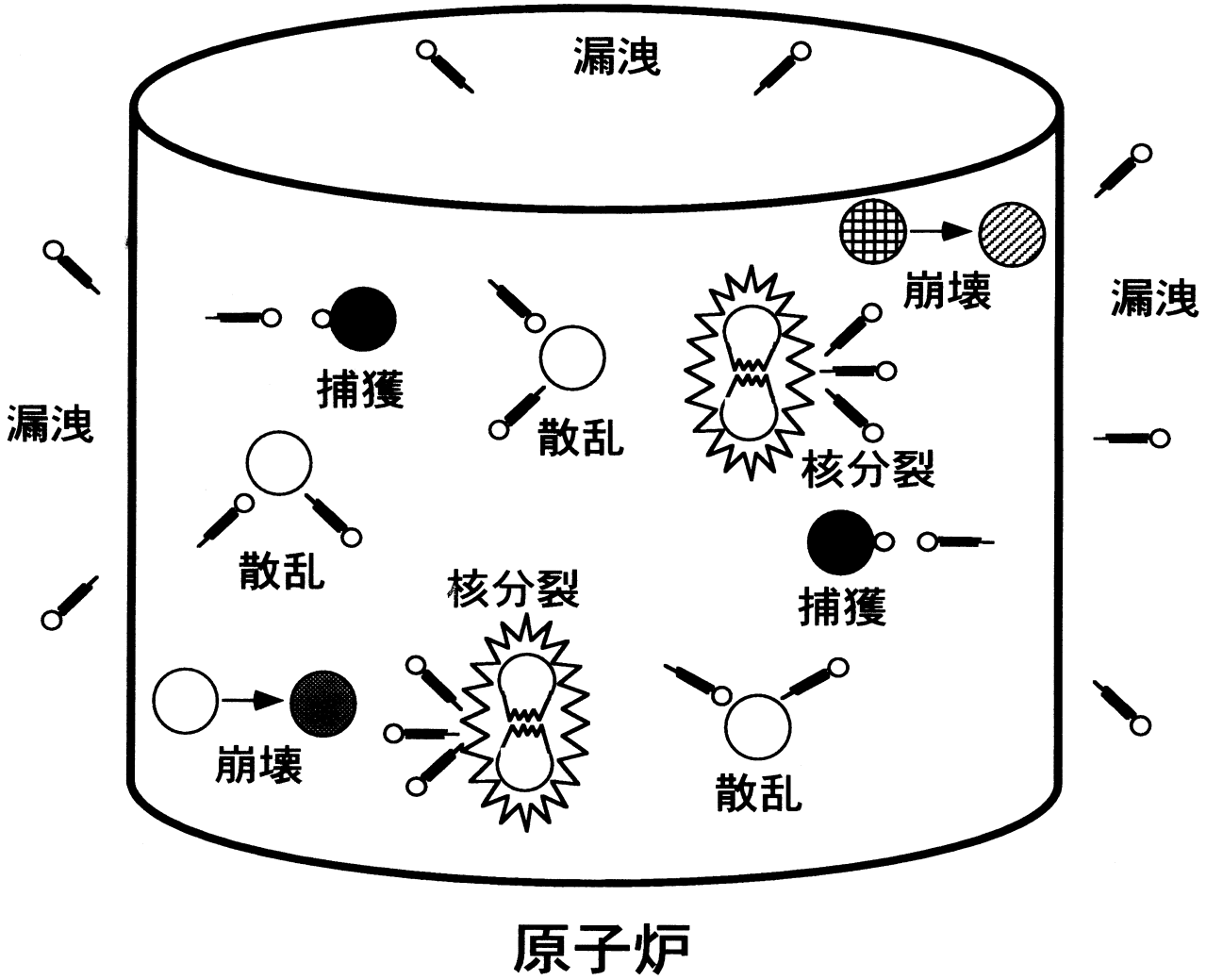
臨界点確認実験の目的

・原子炉を安全に臨界に到達させ、原子炉の臨界とは、どのような状態か理解する

・原子炉を臨界にするために必要な制御棒引抜量を求める

・制御棒校正曲線から、過剰反応度を計算し、温度、出力及び燃焼補償用反応度が確保できていること、並びに核的制限値を満足することを確認する

原子炉で起こっている核反応（連鎖反応）



＜原子炉内での中性子のライフサイクル＞

核分裂反応により生成

↓

散乱により減速
（高速炉: 小、軽水炉: 大）

↓

吸収反応（核分裂、捕獲等）による消滅、炉外へのもれ

※炉内中性子数が一定の状態を「臨界」という。
（生成数＝消滅数）

臨界性と実効増倍率

実効増倍率の定義

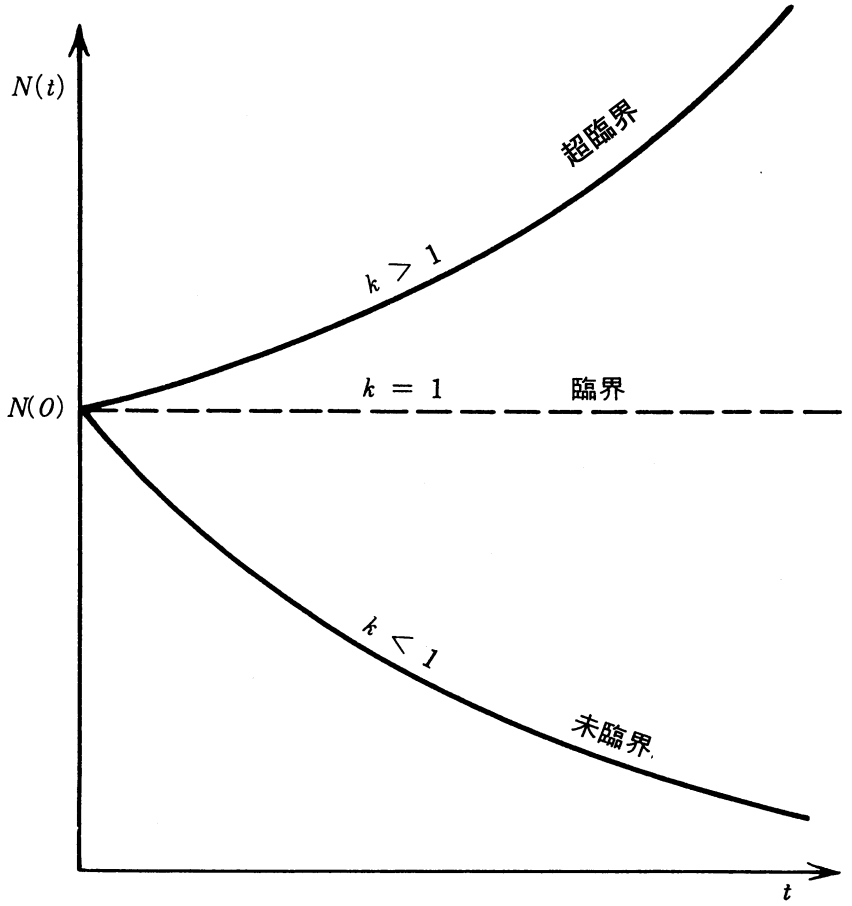
$$k_{eff} = \frac{\text{ある世代の中性子数}}{\text{1世代前の中性子数}}$$

$$= \frac{\text{炉内での中性子生成率}}{\text{炉内での中性子消滅率（吸収と漏洩）}}$$

$$= \frac{\int \nu \Sigma_f \phi}{\int \Sigma_a \phi + L}$$

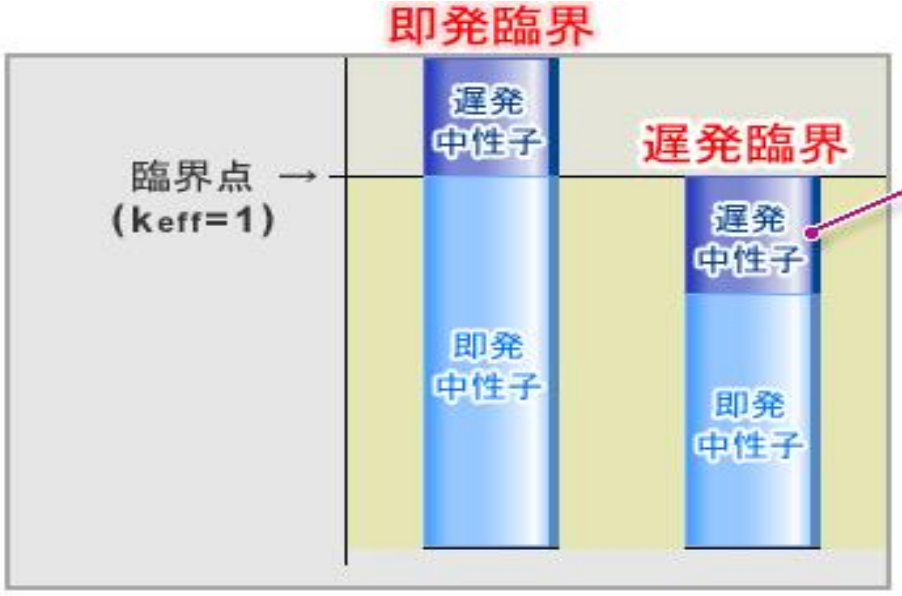
ν：核分裂で放出される平均中性子数

$k_{eff} > 1$	超臨界
$k_{eff} = 1$	臨界
$k_{eff} < 1$	未臨界

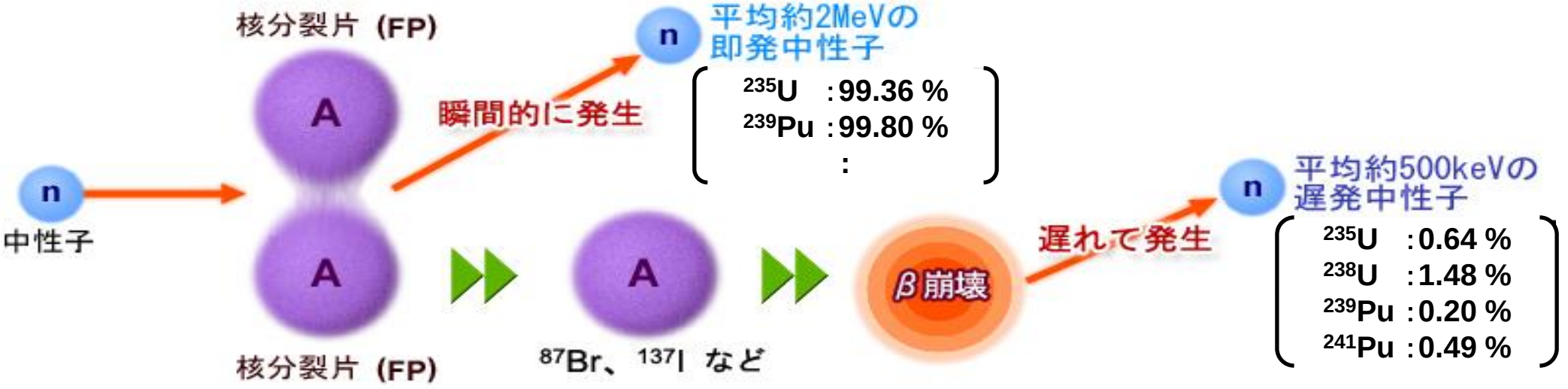


原子炉内の中性子数の時間変化

遅発臨界



実際の原子炉では、
即発中性子と遅発中性子を合わせて
臨界となるようにして、
運転している。



反応度

（反応度の定義）

$$\rho = 1 - \frac{1}{k}$$

・反応度（変化）の定義

変化後　　変化前

$$\otimes \rho = \frac{k' - k}{k'k}$$

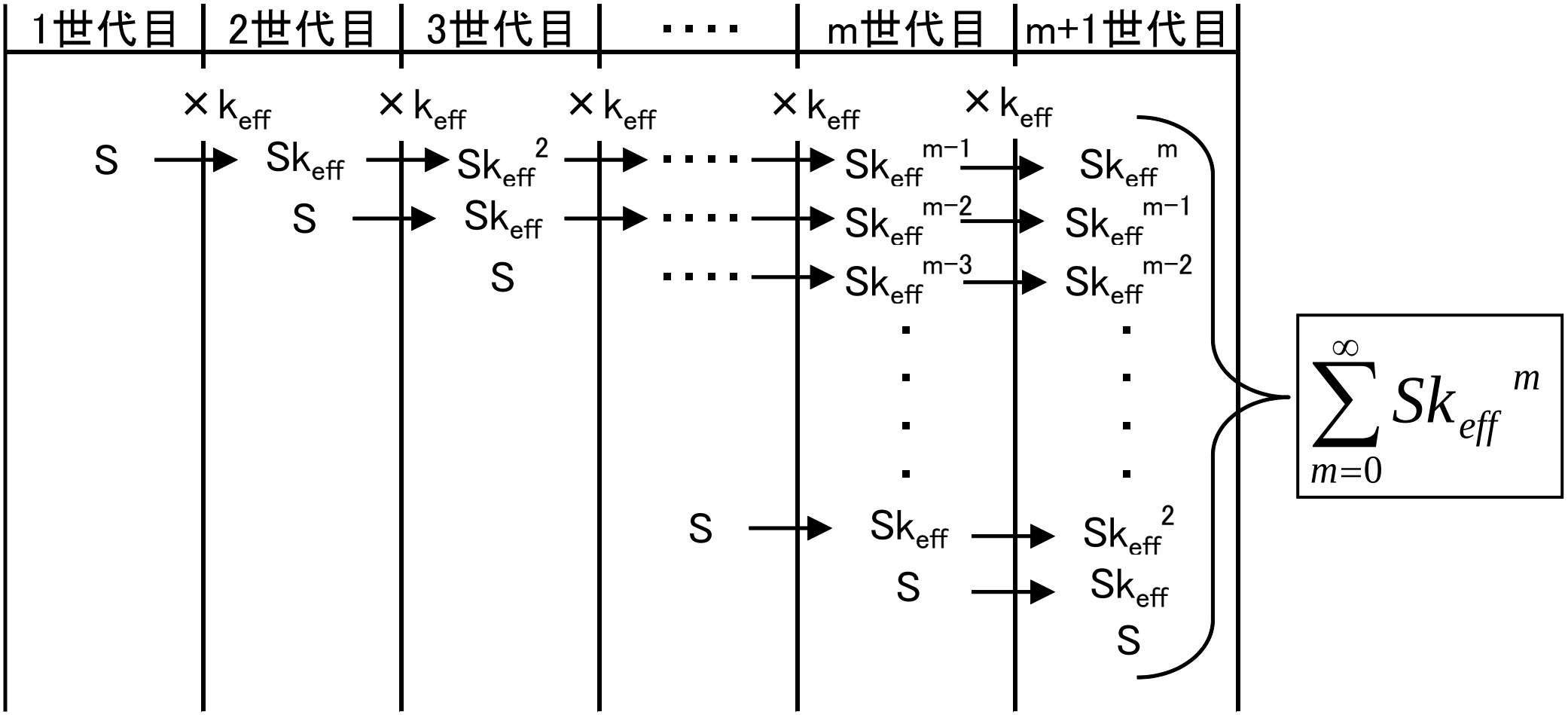
※単位は無次元であるが、定義式の意味を表す「Δk/kk'」を用いることが多い。

※原子炉動特性の観点からは、実効遅発中性子割合β_{eff}で測った単位「ドル, $」を用いる。

（参考：「常陽」第6サイクル）

β_{eff}=0.00438　　0.438%Δk/kk'=1$=100 ¢

臨界点確認の原理（1）

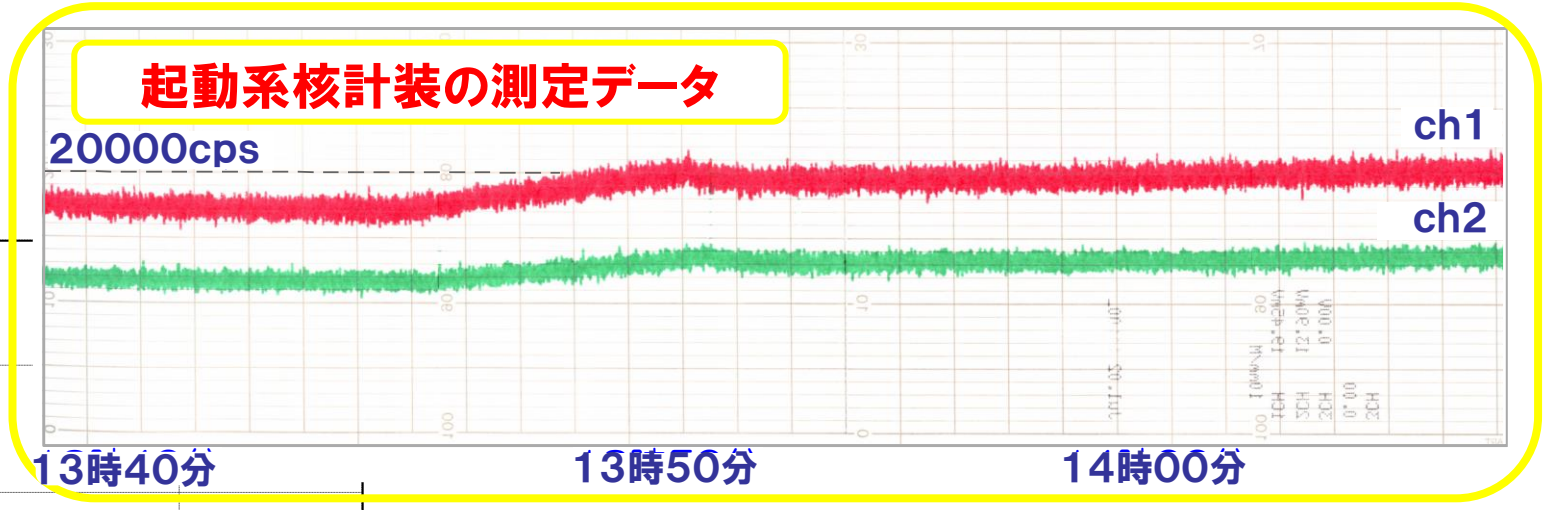


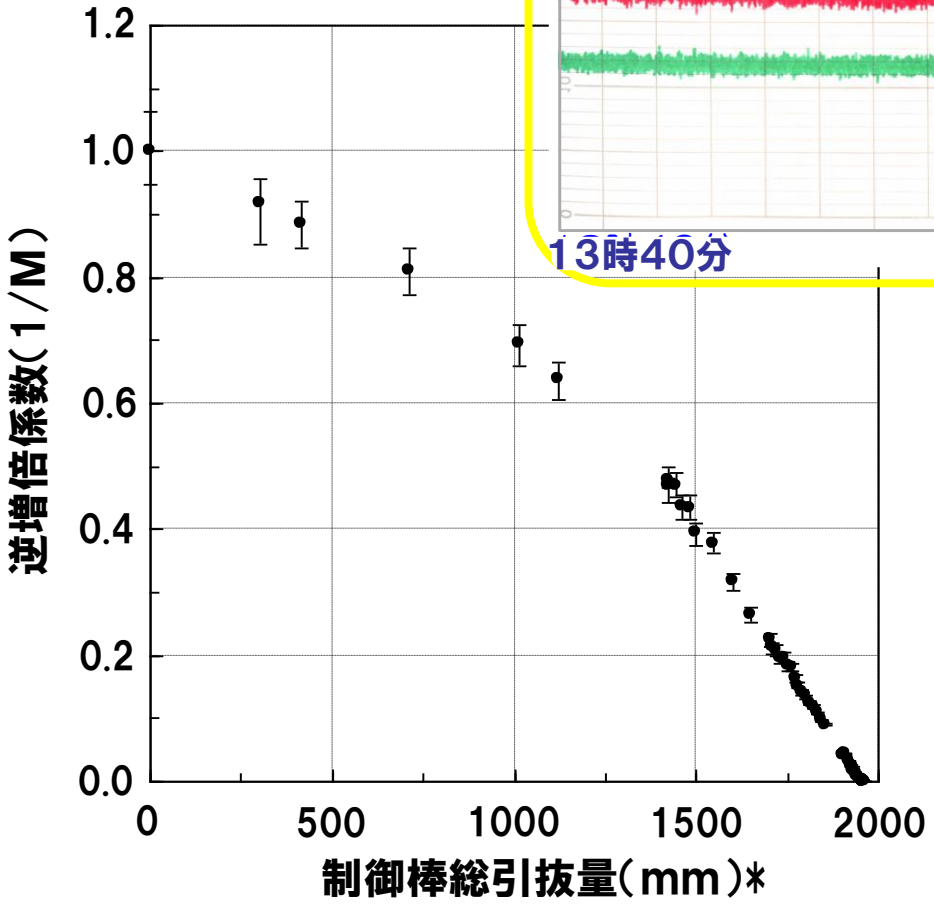
$$n = \sum_{m=0}^{\infty} Sk_{eff}{}^{m} = \frac{S}{1-k_{eff}}$$

$$M = n/S = \sum_{m=0}^{\infty} k_{eff}{}^{m} = 1/(1-k_{eff})$$

中性子が何倍に増倍されたか（＝M）を測定すれば、K_{eff}がわかる

臨界点確認の原理 (2)





*第3列の制御棒の引抜量に換算

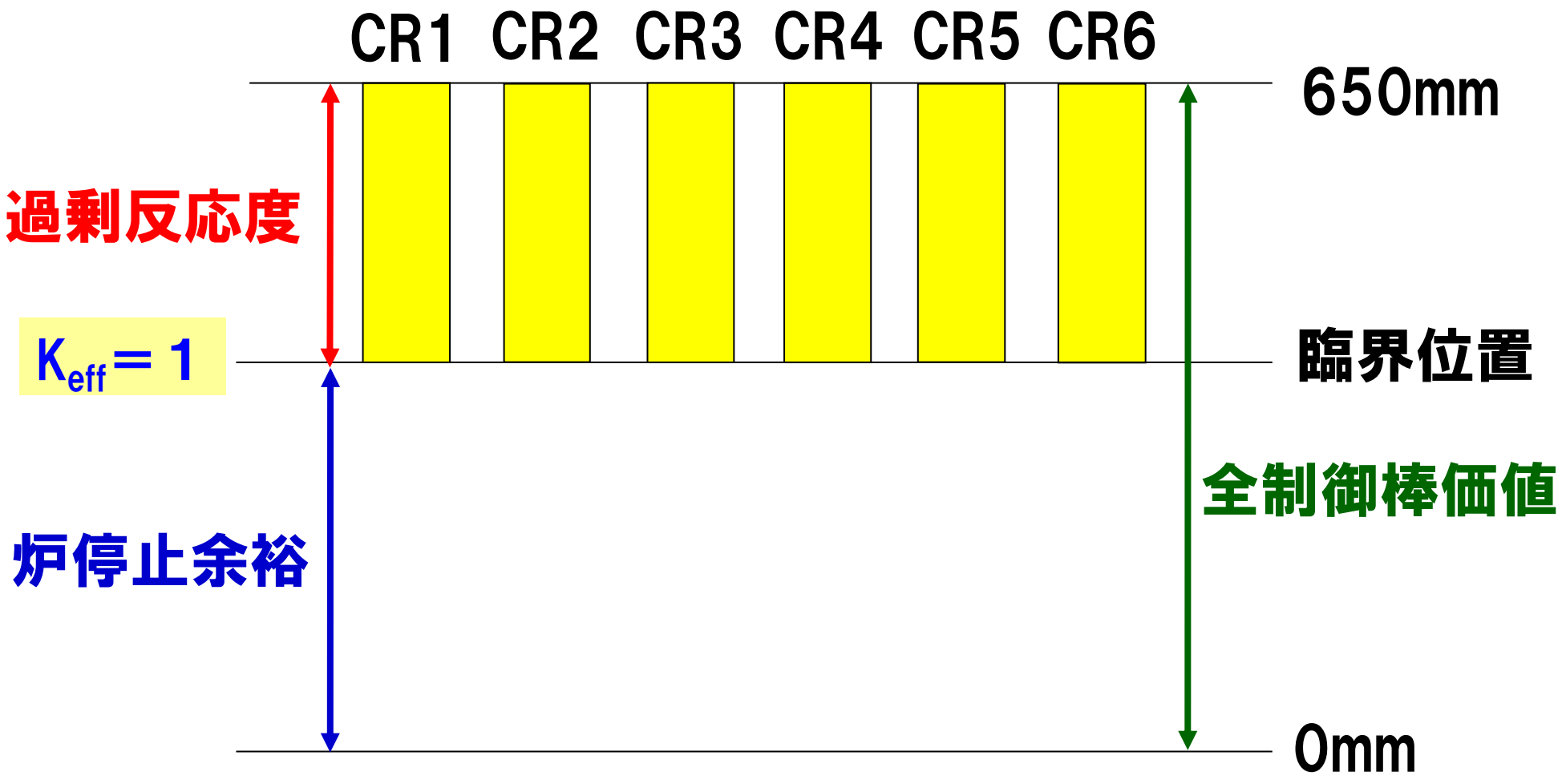
$$M = n/S = \sum_{m=0}^{\infty} k_{eff}{}^{m} = 1/(1-k_{eff})$$

K_{eff}＝１のとき、M＝∞

Mの逆数

逆増倍率＝１ / M＝１－k_{eff}

全制御棒価値と過剰反応度の関係

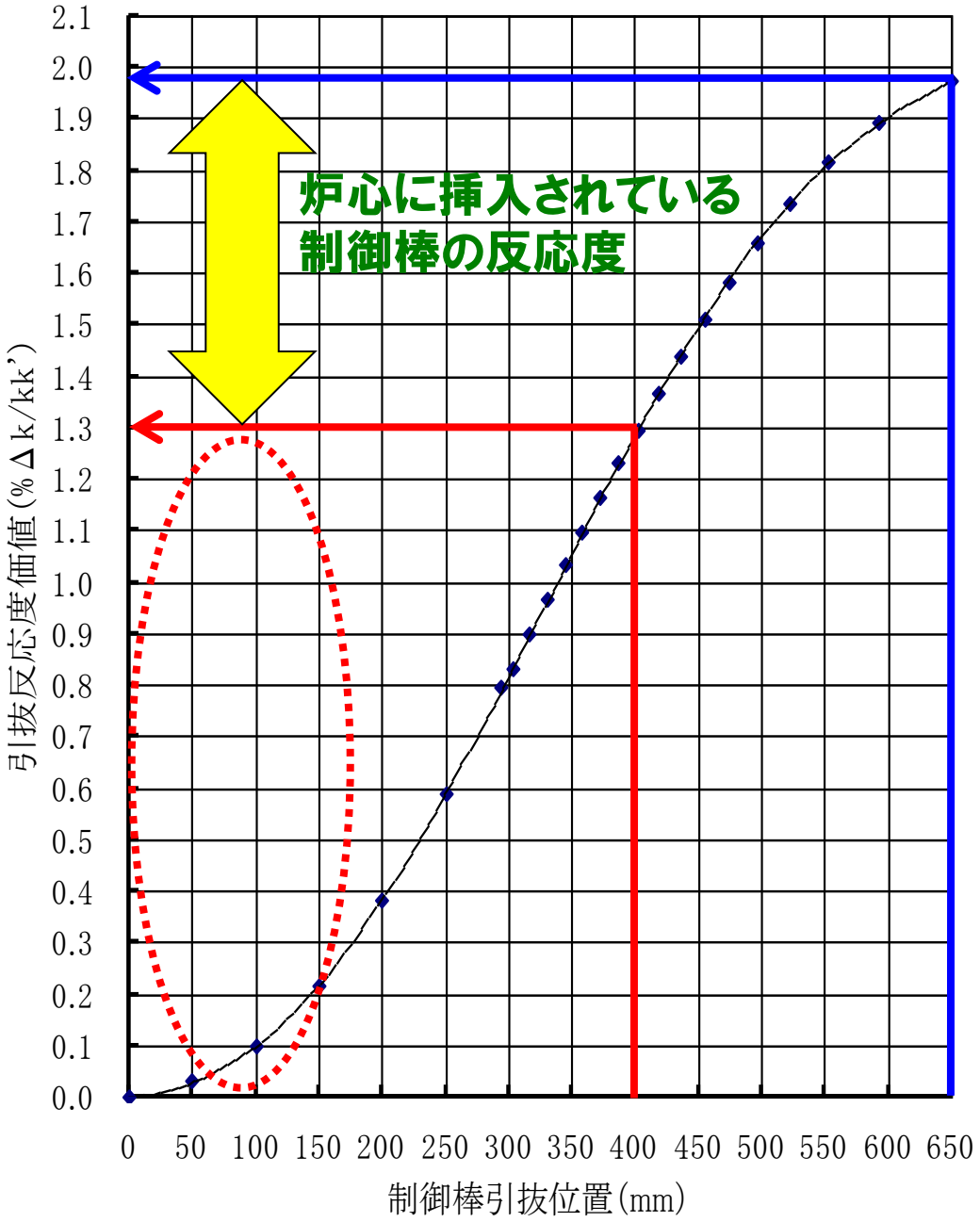


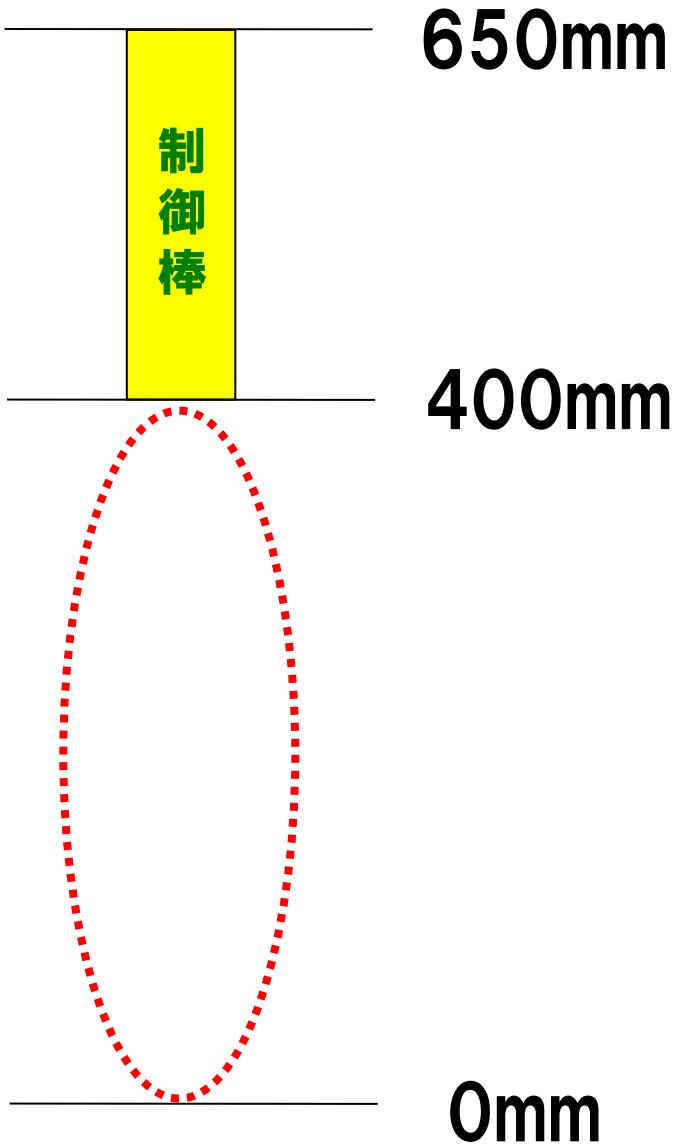
過剰反応度：炉心から制御棒を全て引き抜いた時に、
その原子炉が有する反応度

⇩

ゼロ出力臨界状態では、挿入された制御棒価値＝過剰反応度

制御棒ストローク曲線の読み方





制御棒位置(引抜位置):400mmの例

②制御棒校正
（ペリオド法）

制御棒校正実験の目的

・原子炉の運転に重要な制御棒の反応度価値を、ペリオド法で測定し、制御棒校正曲線を作成する

・臨界点確認実験における臨界時の制御棒位置と制御棒校正実験で得た校正曲線から、過剰反応度を求める

制御棒校正（ペリオド法）の原理

臨界状態にある原子炉の制御棒を引抜いて正の反応度を与えると、原子炉の出力は（１）式に従って増加する

$$n(t) \approx A_l e^{\omega_l t} \qquad （1）$$

T＝1／ω_1　ペリオド

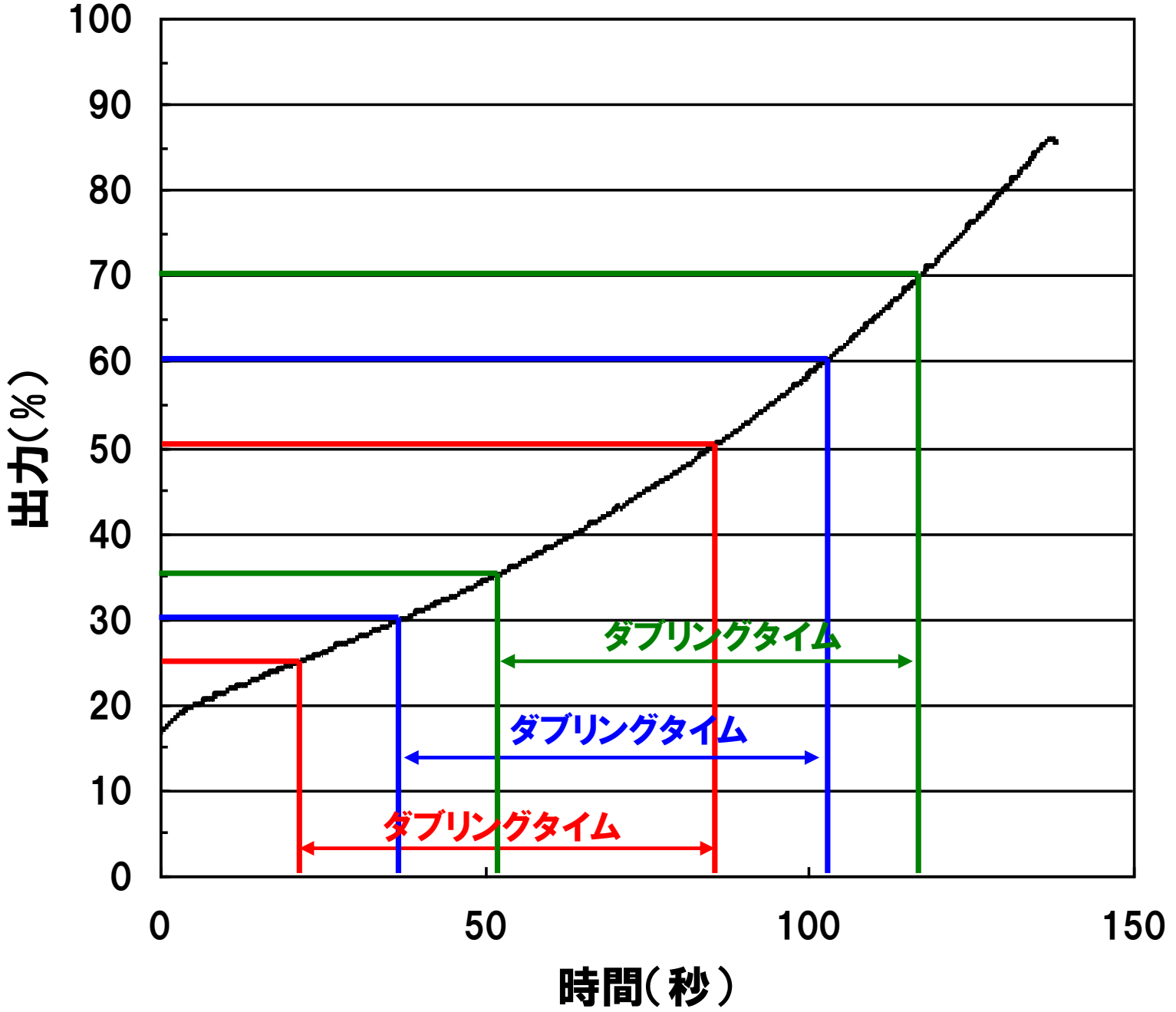
ペリオドTを測定すれば、逆時間方程式より導出される（２）式から、与えた正の反応度を求めることができる

$$\rho = \sum_{i=1}^{6} \frac{\beta_{ieff}}{1+\lambda_i T} \qquad （2）$$

ρ：反応度　　l_p：即発中性子平均寿命

β_{ieff}：第ｉ群の実効的な遅発中性子生成率　　λ_i：第ｉ群の遅発中性子先行核の崩壊定数

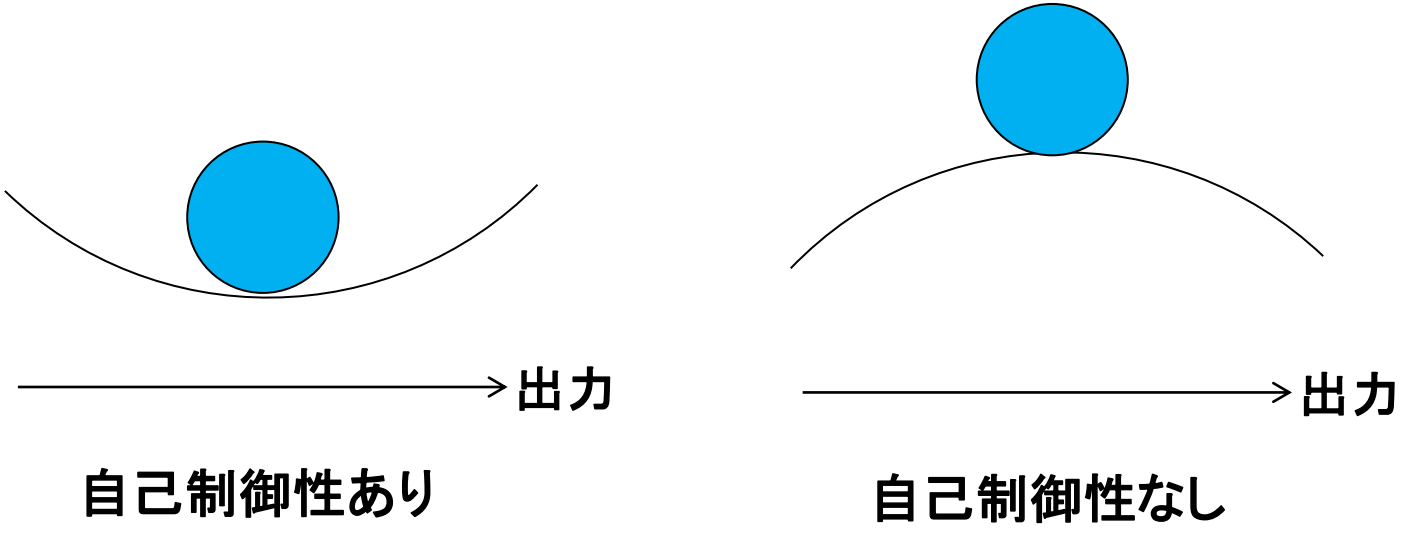
制御棒校正（ペリオド法）の測定方法



③反応度フィードバック特性
（等温温度係数、出力係数）

フィードバック反応度特性実験の目的

原子炉に反応度外乱が印加されたときのフィードバック反応度（等温温度係数、出力係数）を測定し、原子炉固有の安全性（自己制御性）を確認するとともに、動特性の基礎を理解する。

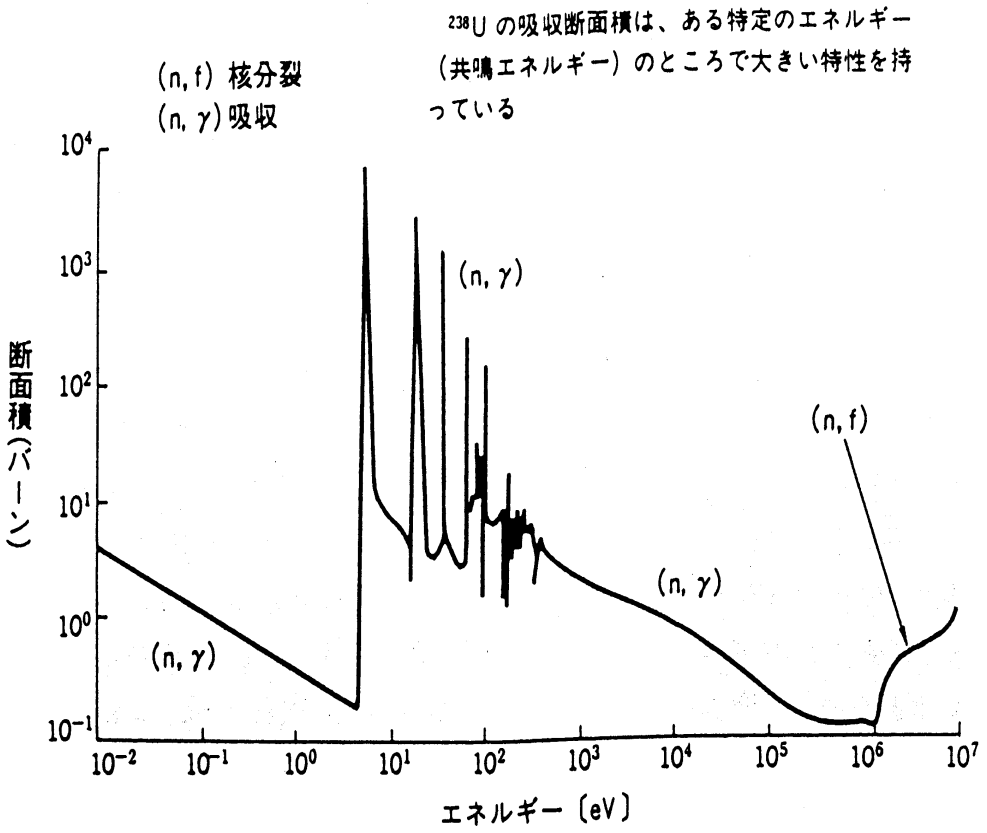


自己制御性のイメージ

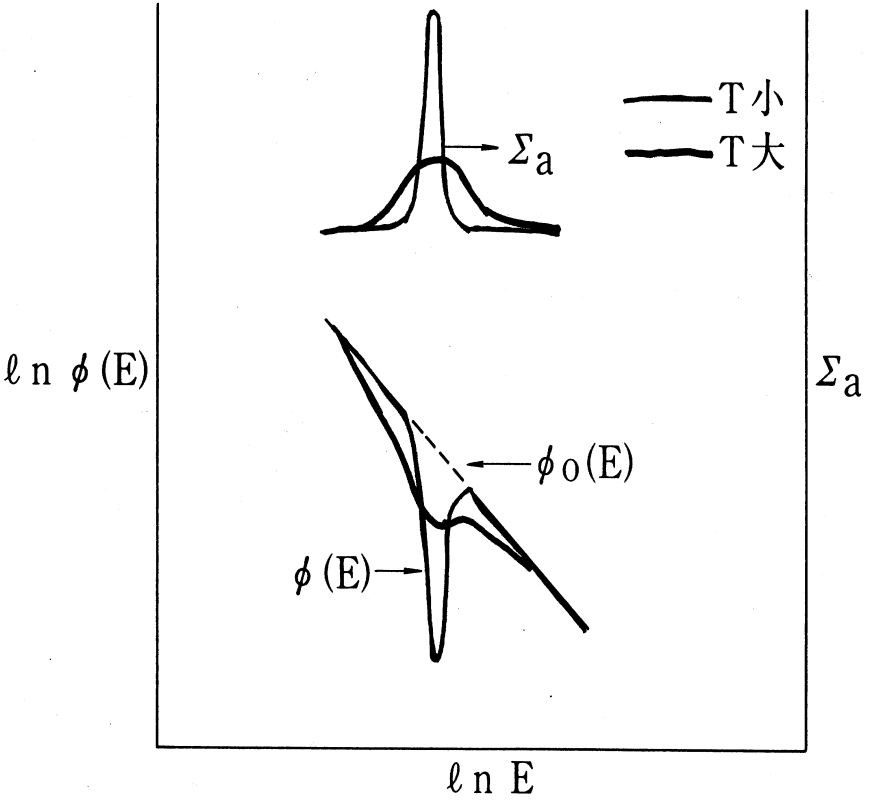
重要な反応度の内訳

①ドップラー反応度

燃料温度上昇 → ドップラー効果 → 共鳴吸収増大 → 反応度変化



^{238}Uの吸収断面積

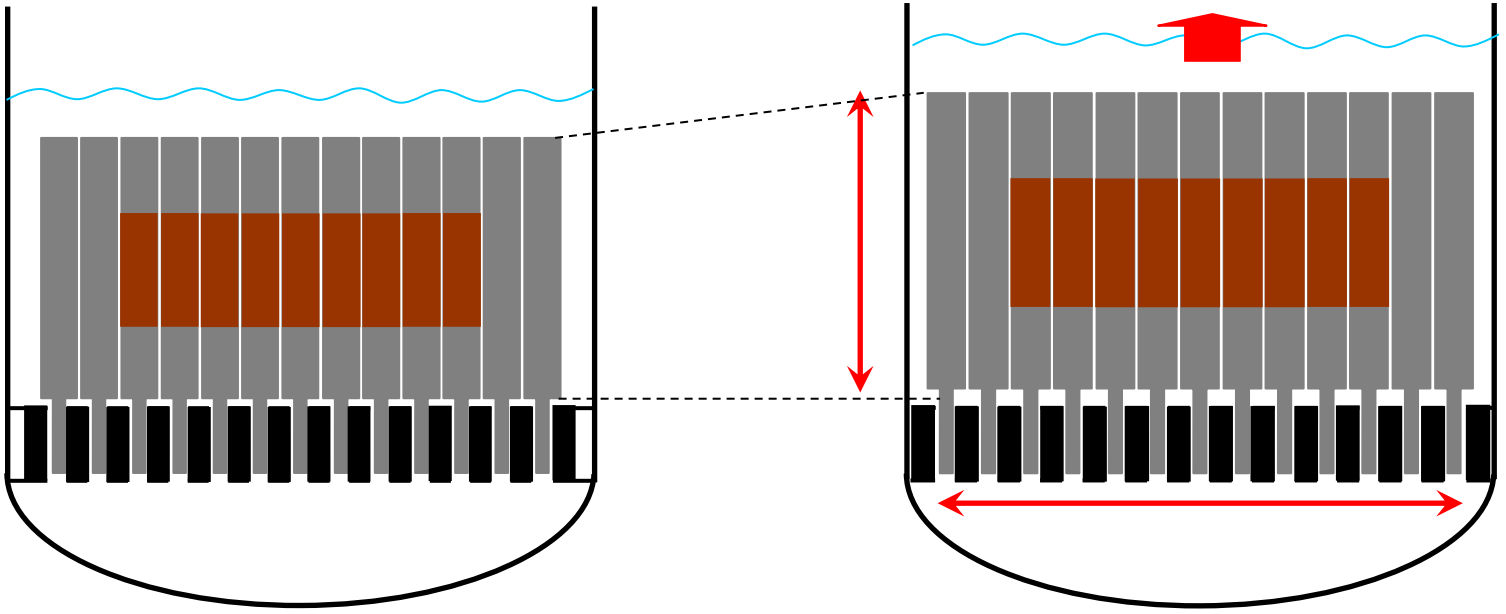


ドップラー効果による共鳴の広がりと中性子束凹みの減少

②膨張反応度　･･･温度上昇

→燃料　　:軸方向膨張による密度減少
→構造材　:軸方向膨張による密度減少
→炉心支持板　:炉心半径増大
　　径方向膨張による密度減少
→冷却材膨張　:冷却材密度減少

→漏れの増大
↓
負の反応度



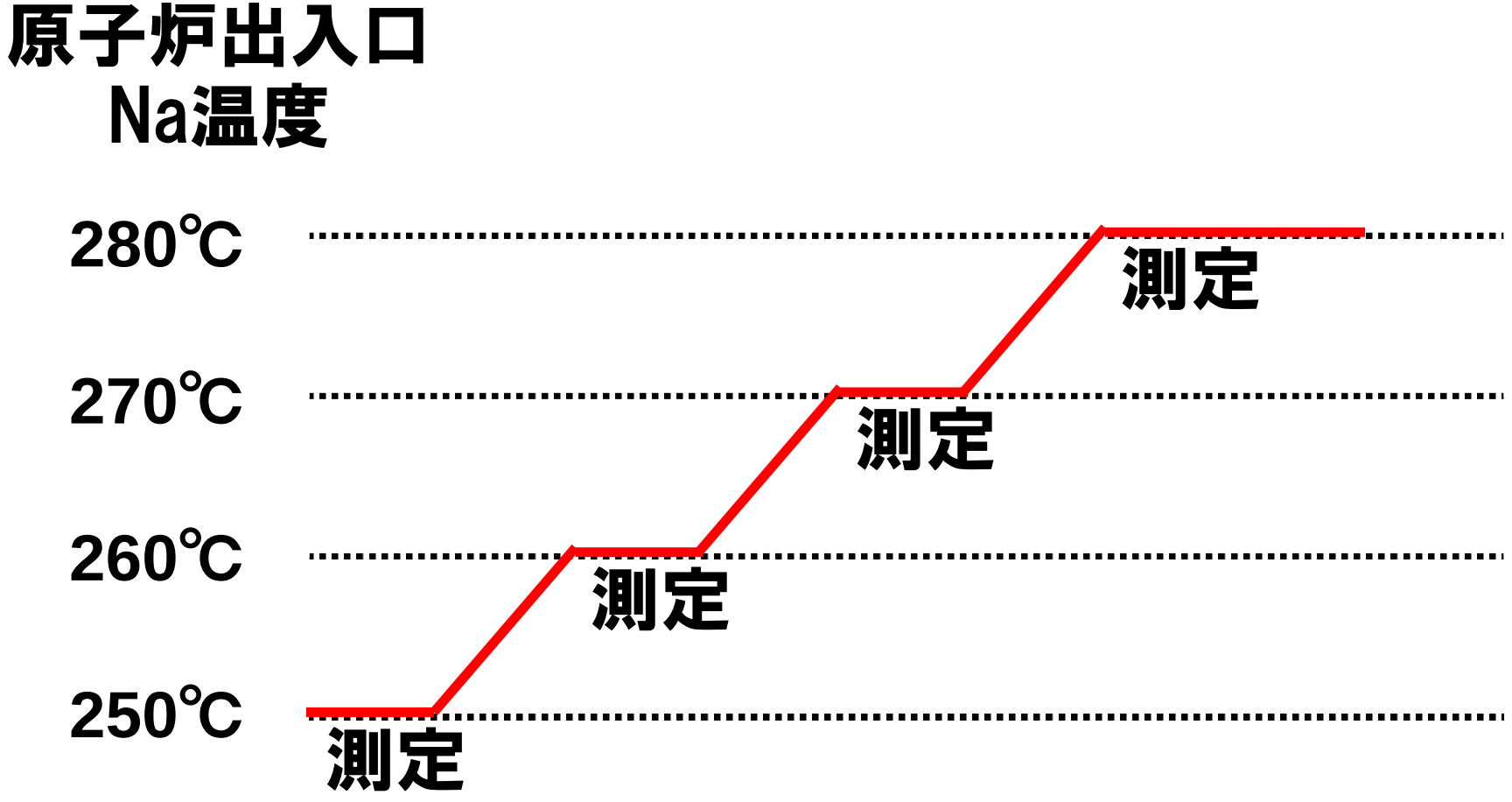
系統温度:250℃　⇒　系統温度:350℃

等温温度係数、出力係数

①、②を成分として、原子炉では等温温度係数、出力係数が定義される。

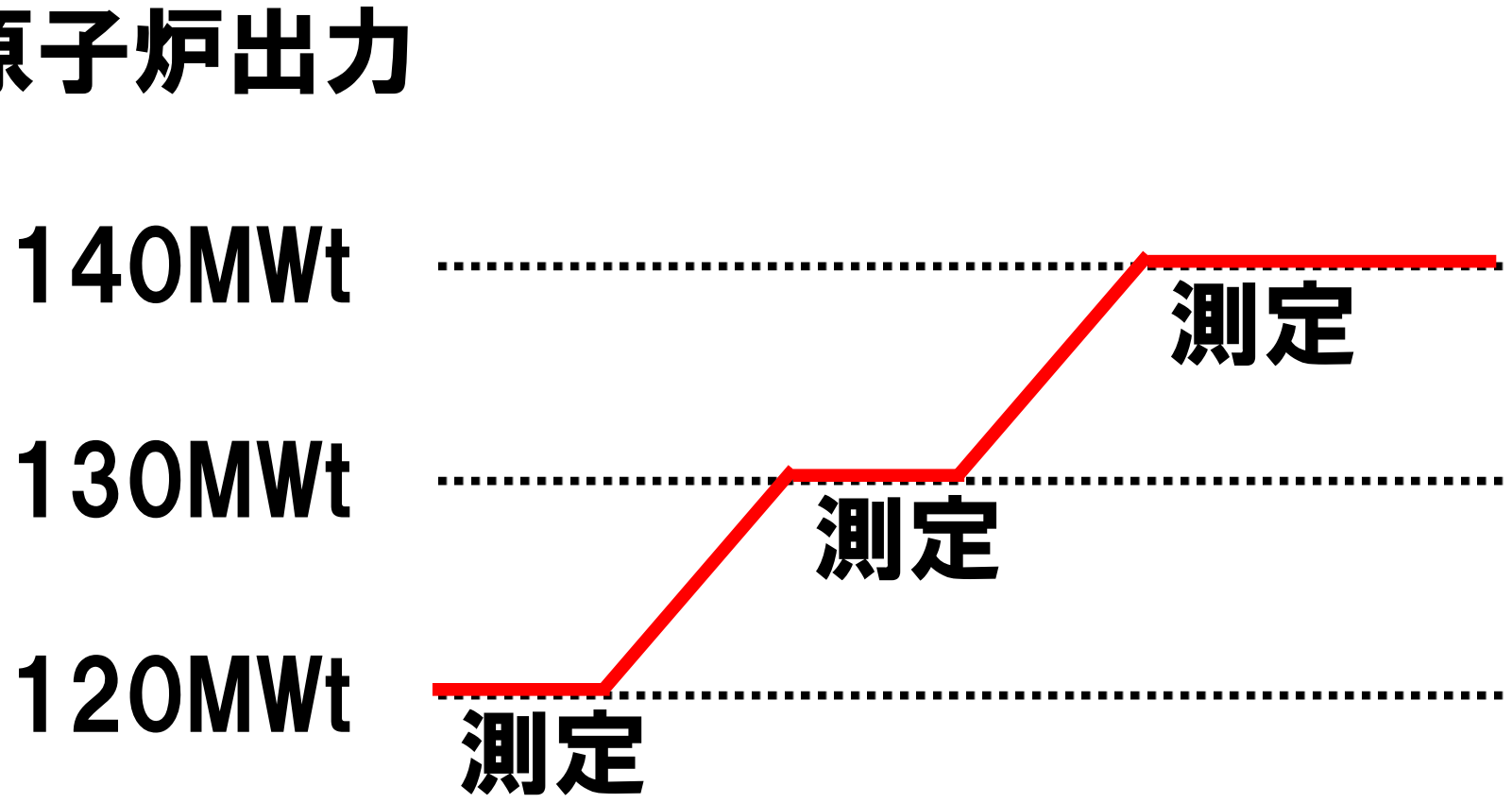
- 等温温度係数　　:系統温度の上昇に伴う反応度変化率
- 出力係数　　:出力上昇（燃料、冷却材構造材の温度上昇及び炉心湾曲等）に伴う反応度変化率

等温温度係数の測定方法



- １次系冷却材温度を変化させて炉心を等温状態に保持し、過剰反応度を測定
- 炉心温度変化に対する過剰反応度の変化率を求める

出力係数の測定方法



- 原子炉出力を変化させて各出力における過剰反応度を測定
- 原子炉出力の変化に対する過剰反応度の変化率を求める