

日本原子力研究所東海研究所の原子炉の設置変更許可
申請(N S R R 原子炉施設の変更)の概要について

平成 1 5 年 2 月
文部科学省

1. 現 況

N S R R (図-1)では、試験燃料を封入したカプセルを炉心に装荷し、反応度事故時の出力暴走を模擬したパルス照射により、反応度事故時の燃料挙動を調べる試験を行っている。

これまで、表 1 に示すカプセル及び試験燃料を用いて、反応度事故時の燃料挙動試験を実施してきた。

2. 今回の変更申請の概要

(1) 高圧水カプセルの構造の変更について

今般、軽水型発電炉の運転条件により近い条件下での反応度事故時挙動を解明するため、二重容器の高圧水カプセルに未照射酸化ウラン燃料、照射済酸化ウラン燃料、未照射混合酸化物燃料又は照射済混合酸化物燃料を封入して反応度事故時の燃料挙動試験を実施することとした。

このため、これまでのカプセルに加え、二重容器の高圧水カプセル(表 2 及び図 2)を新たに追加するものである。

(2) プルトニウム - ウラン混合酸化物燃料中のプルトニウムの重量割合の変更について

軽水型発電炉における、より高い PuO_2 未照射混合酸化物燃料の重量割合(プルトニウム富化度)の燃料利用開始に備えた応度事故時の燃料挙動試験を実施するため、試験燃料のうち未照射混合酸化物燃料及び照射済混合酸化物燃料のプルトニウム富化度の上限値を表 3 のとおり変更する。

(3) 流動水カプセルの廃止について

試験目的を達成し不要となった、流動水カプセルを廃止する。

(4) 燃料貯蔵庫の燃料要素貯蔵能力の削減について

N S R R 炉心燃料要素(新燃料)を保管している貯蔵設備における新燃料の保管数量を 1 5 0 本から 1 0 0 本に削減する。

(5) その他

敷地面積の変更

平成 8 年 4 月 1 日に東海研究所の敷地の一部を日本原子力発電(株)と等価交換したため、敷地面積を変更した。

記述の適正化

別冊九(NSRR 編)中の数量を SI 単位で表示すると共に、単位の表記法について適正化を行った。

平常時及び事故時の公衆の被ばくの再評価

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成 2 年 8 月 3 0 日原子力安全委員会決定)」等への ICRP Publication 60 (ICRP 1990 年勧告)の採用に伴い、平常時及び事故時の公衆の被ばくの評価に係る用語や評価法等が改正されたため、公衆の被ばくの再評価を行った。

このため、本評価に用いる気象データ及び社会環境データも最新のものに改訂した。

表 1 カプセルの種類と封入する試験燃料

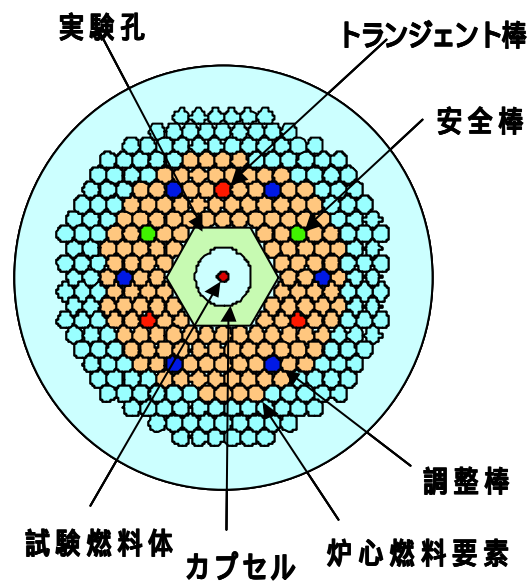
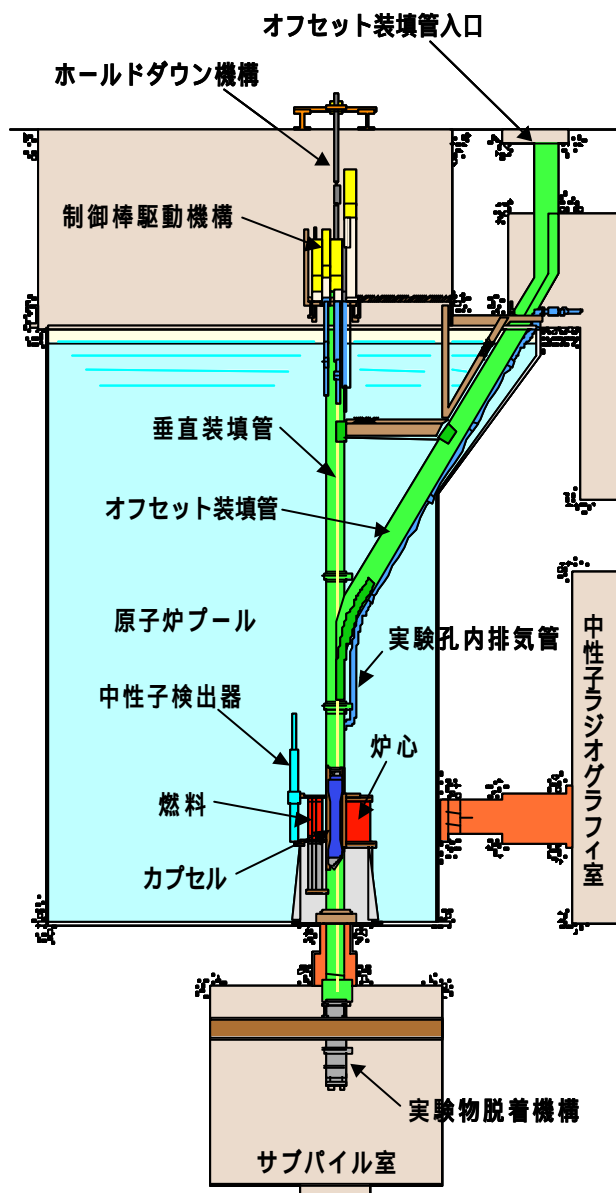
照射カプセルの種類	封入する試験燃料	
	変更前	変更後
大気圧水カプセル (一重容器)	未照射酸化ウラン燃料	変更なし
大気圧水カプセル (二重容器)	照射済酸化ウラン燃料 未照射混合酸化物燃料 又は 照射済混合酸化物燃料	変更なし
高圧水カプセル	(一重容器) 未照射酸化ウラン燃料 未照射混合酸化物燃料	(二重容器 図-2) 未照射酸化ウラン燃料 照射済酸化ウラン燃料 未照射混合酸化物燃料 又は 照射済混合酸化物燃料
流動水カプセル (一重容器)	未照射酸化ウラン燃料	削 除

表 2 高圧水カプセルの主な仕様の変更

	変更前	変更後
試験燃料の種類	未照射酸化ウラン燃料 未照射混合酸化物燃料	未照射及び照射済 酸化ウラン燃料 未照射及び照射済 混合酸化物燃料
カプセル構造	一重容器 長尺(約 7m)	二重容器 短尺(約 1.2m)
材料及び 運転条件	ステンレス鋼 (160kg/cm ² 、 その飽和温度以下) 耐食性アルミニウム合金 (30kg/cm ² 、200 以下)	ステンレス鋼 (16MPa、 その飽和温度以下)
強度設計条件	未照射酸化ウラン燃料実験用 最大圧力線及び最大転換率線	照射済燃料実験用最大圧力線 及び最大転換率線
取扱い	手作業	照射済燃料実験:遠隔操作 (セミホットセル、セミホット ケープ、カプセル装荷装置等 を使用) 未照射燃料実験:手作業

表3 混合酸化物燃料中のプルトニウム富化度制限の変更

試験燃料	変更前	変更後
未照射混合酸化物燃料	10%	12.8%
照射済混合酸化物燃料	5%	12.8%



NSRR炉心水平断面

図-1 NSRRの概要

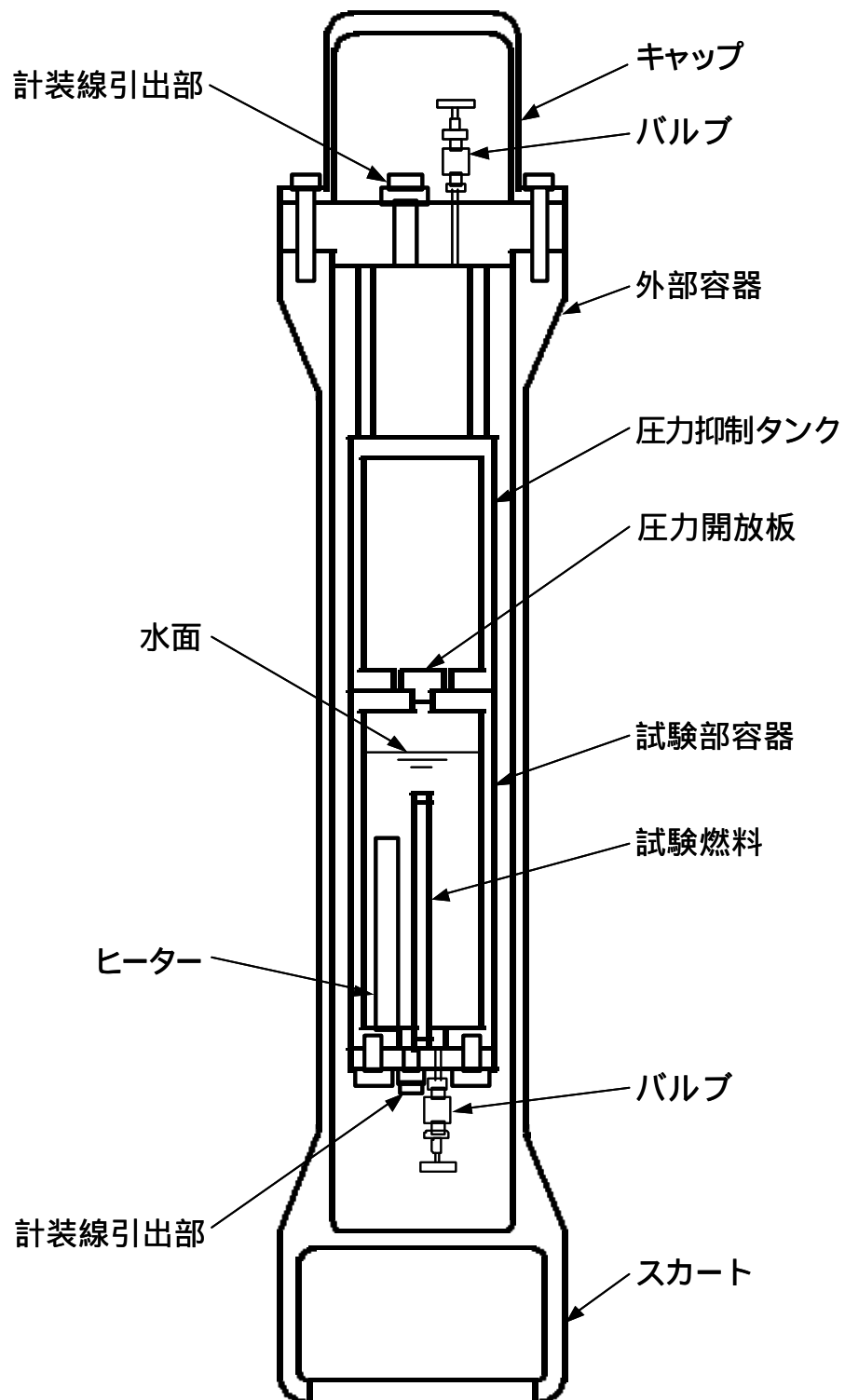


図-2 高圧水カプセルの概要

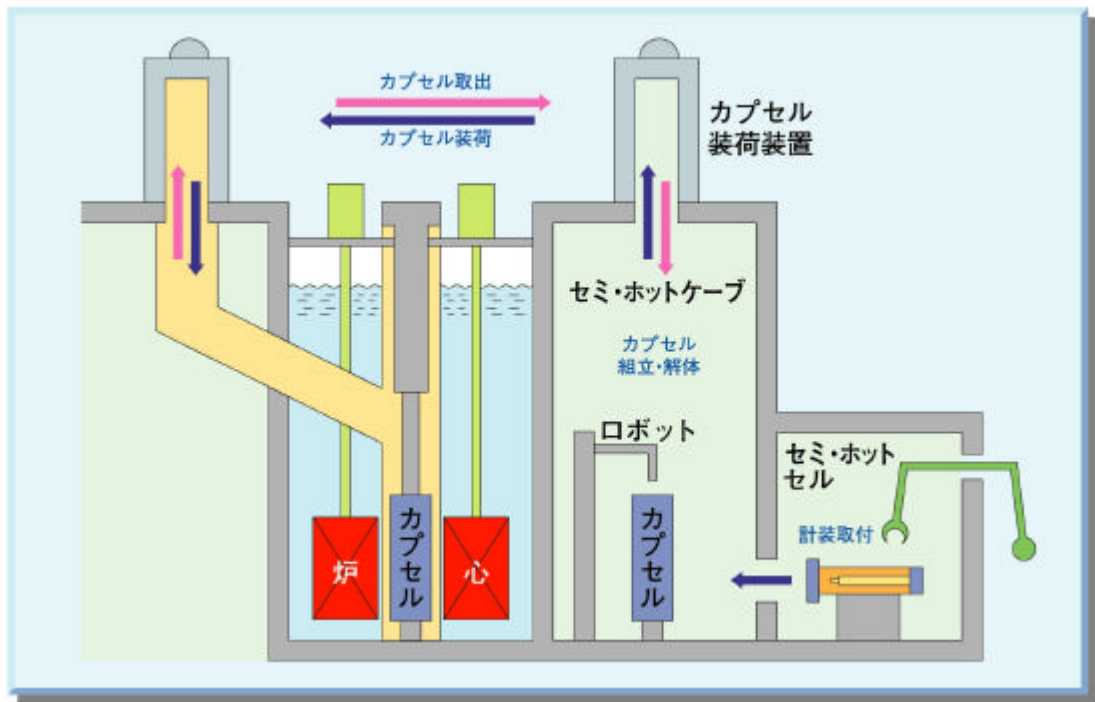


図-3 照射済酸化ウラン燃料及び照射済プルトニウム - ウラン混合酸化物燃料を用いた高圧水カプセル実験の流れ

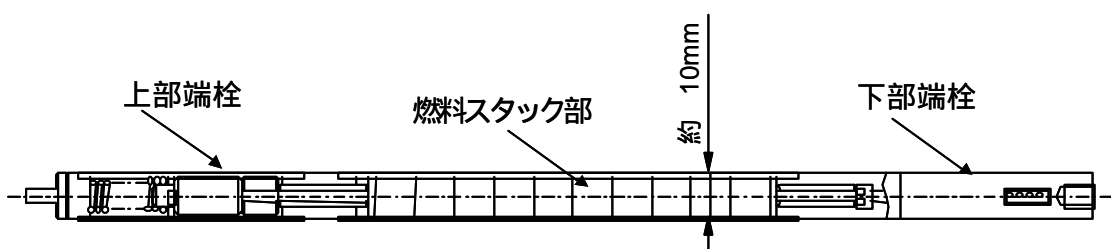
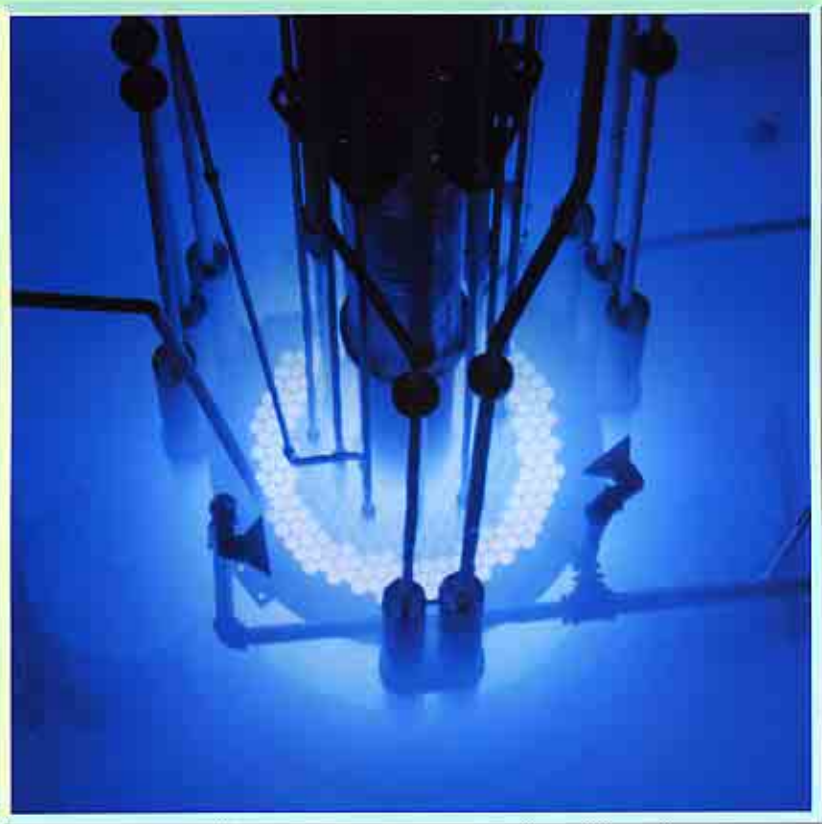


図-4 試験燃料(照射済プルトニウム - ウラン混合酸化物燃料)

NSRR計画

(Nuclear Safety Research Reactor Program)



日本原子力研究所
東海研究所

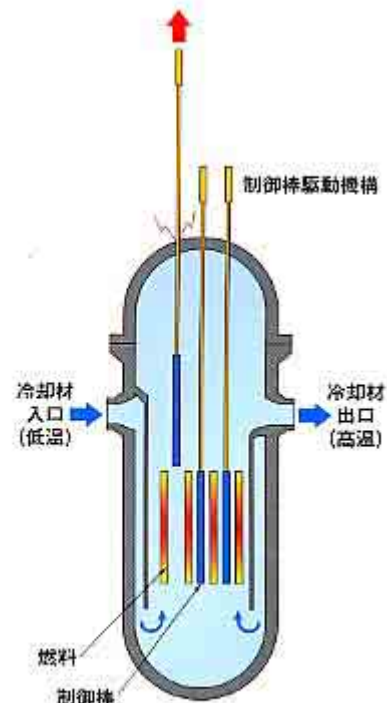
原子炉の安全性研究



反応度事故とは、出力制御ができない状態になって原子炉出力が異常に急上昇（暴走）する事故であり、原子炉燃料は過熱されて破損に至る可能性がある。この事故の原因としては、例えば、原子炉内で発生する余分な中性子を吸収して出力を調整する役目を持つ制御棒が、何らかの原因で原子炉から飛び出すことなどが考えられる。

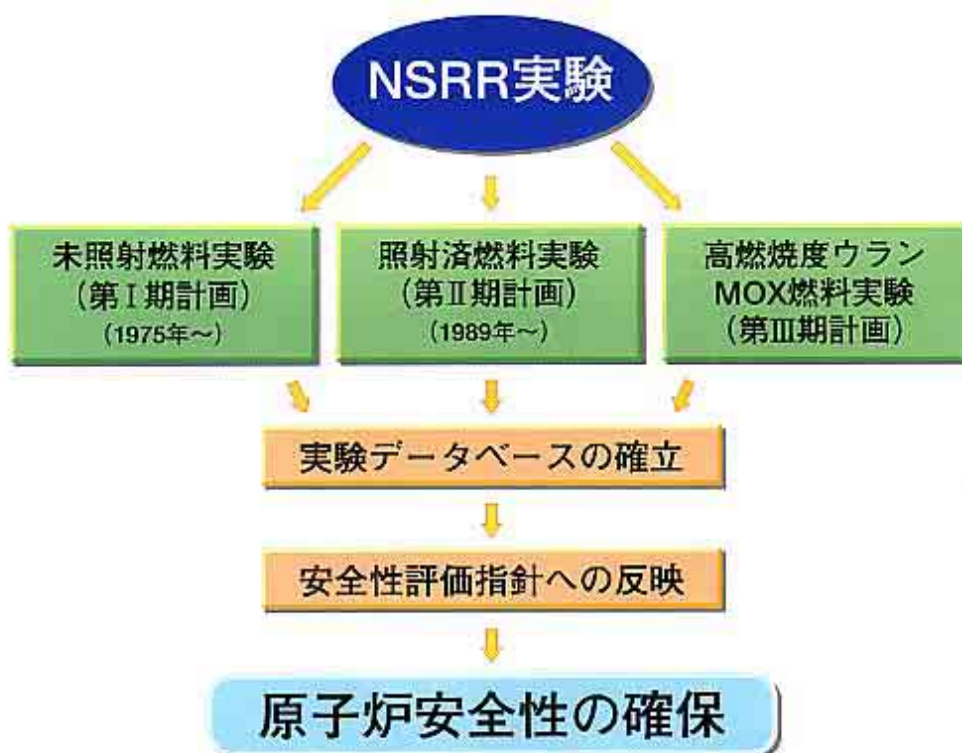
また、1986年、旧ソ連のチェルノブイル原子力発電所で発生した事故は、これまでに生じた最大の反応度事故である。

このような事態を招かないよう、我が国の原子炉には、十分な安全設計が要求される。



NSRR 計画とは

NSRR計画は、軽水炉における反応度事故(RIA)時の原子炉燃料のふるまいを研究するための実験用原子炉(NSRR)を使用した総合実験計画として、1975年に未照射の燃料を対象とする第Ⅰ期計画を開始した。1989年からは、燃焼の進んだ燃料(照射済燃料)を主な対象とする第Ⅱ期計画に着手している。さらに、高燃焼度ウラン・MOX燃料を対象とする第Ⅲ期計画にも取り組んでいる。NSRR計画の目標は、発電用をはじめとする各種の原子炉における出力異常時の燃料の健全性評価に必要な実験データベースを確立することである。

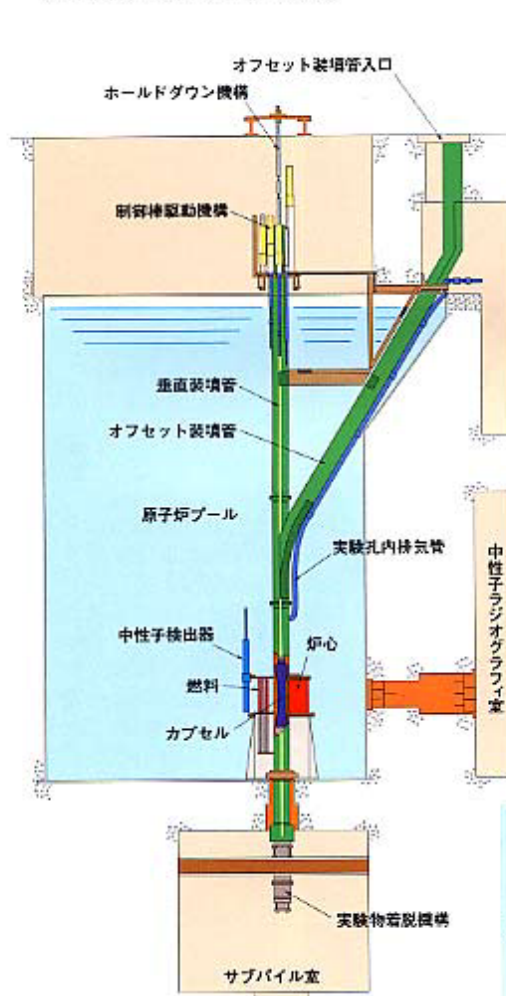


表紙写真：NSRRのワリス運転により炉心に発生したチェレンコフ光。

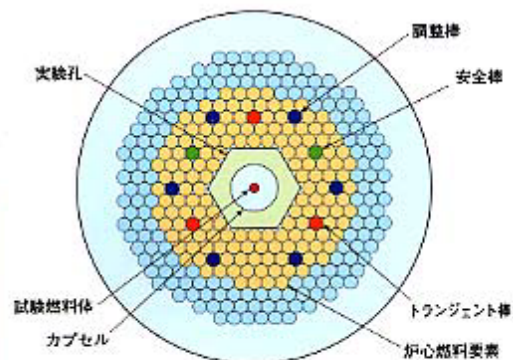
チェレンコフ光とは、高エネルギーの荷電粒子が水等の媒質中で運動する際、媒質中での光の速度より粒子の速度が速くなった場合に、発生する光。

NSRR の概要

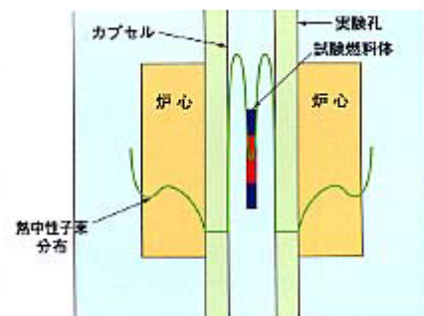
NSRRは、原子炉燃料の安全性を研究するための専用炉として建設されたものであり、米国GA社製の通称TRIGA炉と呼ばれる研究用原子炉の一つである。NSRRは、1975年6月の初臨界以来、20年以上にわたって順調に稼働しており、これまでに2802回のパルス運転、1186回の燃料照射実験が実施されている（2000年3月末現在）。1989年には、大規模な改造を完了し、その運転能力及び実験能力が飛躍的に向上した。



NSRR概略図



NSRR炉心断面図



NSRR熱中性子束分布図

<p>炉心</p> <p>有効高さ 約38cm</p> <p>等価直径 約63cm</p> <p>減速材 水素化ジルコニウム 及び軽水</p> <p>反射材 黒鉛及び軽水</p>	<p>燃料棒</p> <p>種類 濃縮ウラン-水素化 ジルコニウム</p> <p>形状 丸棒 (3.75cmφ X 約65cmL)</p> <p>濃縮度 20%</p> <p>燃料要素数 157本</p> <p>被覆材 SUS304</p>
---	--

NSRRの主な設計仕様

NSRRの運転性能

原子炉には、何らかの原因で出力が上昇しても、燃料などの温度が上昇すると核分裂が起こりにくくなり、出力を自然に低下させる性質がある（自己制御性）。NSRRは、大きな自己制御性を持っているため、制御棒を急速に引き抜いても、出力を自動的に安全な状態に戻すことができる。この特性を利用して、反応度事故などを模擬したパルス運転が行われている。また、複雑な形の出力を得るためにコンピュータを利用した自動制御方式を取り入れている。

運転の種類及び運転モード		原子炉出力特性の代表例	
定出力運転 パルス運転	定出力運転	炉出力 300KW 時間 (min)	臨界点の確認と計器の校正
	単一パルス運転	炉出力 23,000MW 積分出力 130MW・s 時間 (ms)	零出力からの反応度事故
	台形パルス運転	炉出力 10MW 積分出力 110MW・s 時間 (s)	異常な過渡出力
		炉出力 積分出力 10MW 110MW・s 時間 (s)	異常な過渡出力上昇
	合成パルス運転	炉出力 10MW 23,000MW 積分出力 110MW・s 時間 (s)	出力運転状態からの反応度事故
		炉出力 23,000MW 10MW 積分出力 110MW・s 時間 (s)	反応度事故に続く高出力

NSRRの自己制御性

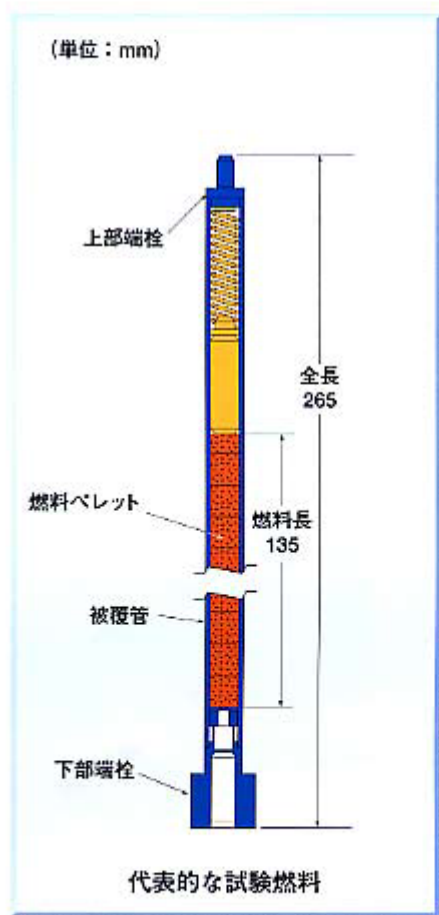
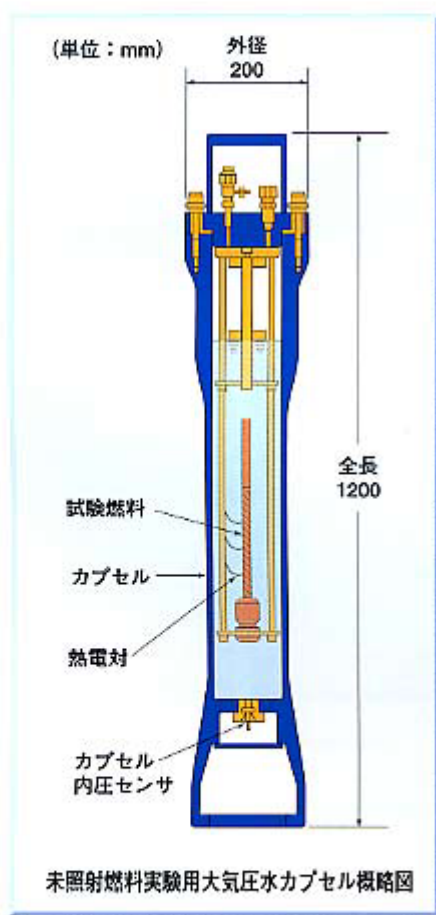
NSRRは、ウラン-水素化ジルコニウムという特殊な燃料を使用している。この燃料は、中性子減速材である水素が燃料中に含まれているため、原子炉の出力上昇により燃料が加熱されると同時に減速材の温度も上昇し、中性子を減速する能力が急激に低下する。そのため、核分裂を起こすために必要な熱中性子の数が減少し、出力を低下させることになる。

未照射燃料実験用設備

未照射燃料実験用設備の主要なものは、燃料破損実験に使用される実験カプセルであり、研究目的に応じて様々なものが開発され、利用されている。実験カプセルは、耐久性及び密封性を有する容器であり、試験に供する燃料の破損あるいは破壊によって燃料から放出される放射性の核分裂生成物や発生する可能性のある圧力波を安全に閉じ込めることができる。

大気圧水カプセルと試験燃料

基本的な実験カプセルであり、大気圧下で冷却水温度、冷却水流量を変えた実験ができる。小型で取扱いが比較的容易であることから、数多くの実験を行うことができる。

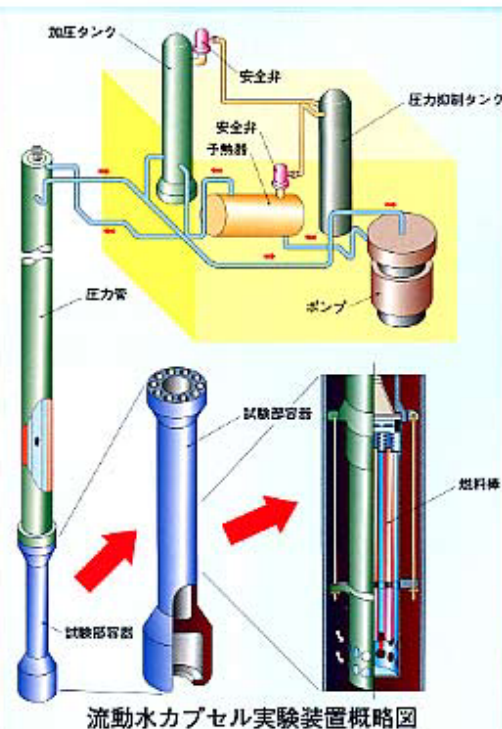


流動水カプセル実験装置

発電用原子炉の冷却材の温度、圧力及び流れが模擬できる。

【実験条件】

- 冷却材温度、圧力
PWR条件（約320℃、16MPa）
BWR条件（約290℃、7MPa）
- 冷却材流速
最高 約5m/s

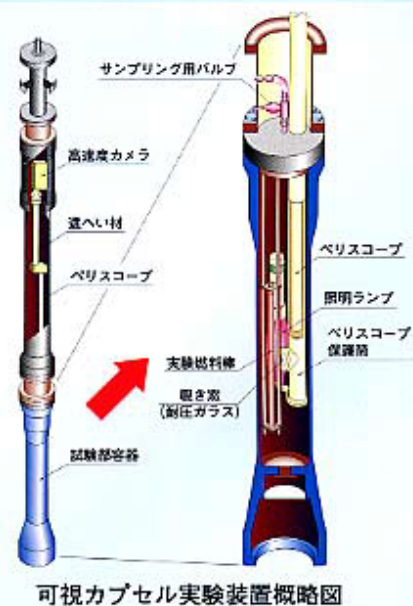


可視カプセル実験装置

カプセル内部の試験燃料のふるまいを高速度カメラで撮影できる、世界で初めて開発した装置である。

【撮影条件】

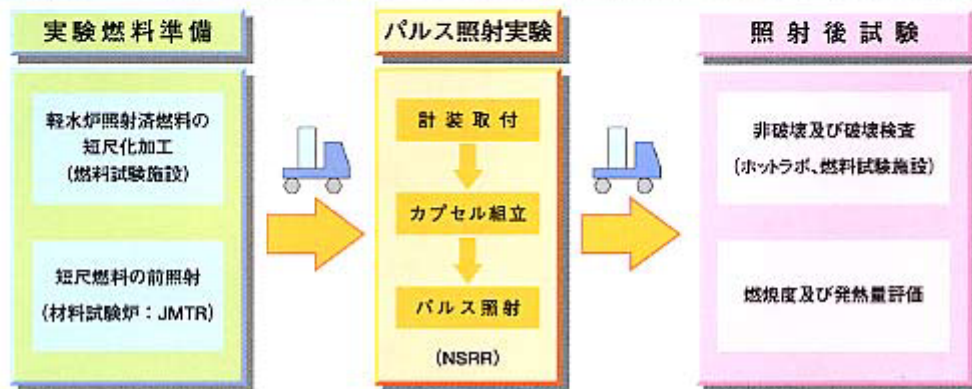
- 撮影速度及び撮影時間
250コマ/秒で15秒程度
- 視野の大きさ
円形、直径約3cm



照射済燃料実験の進め方と設備

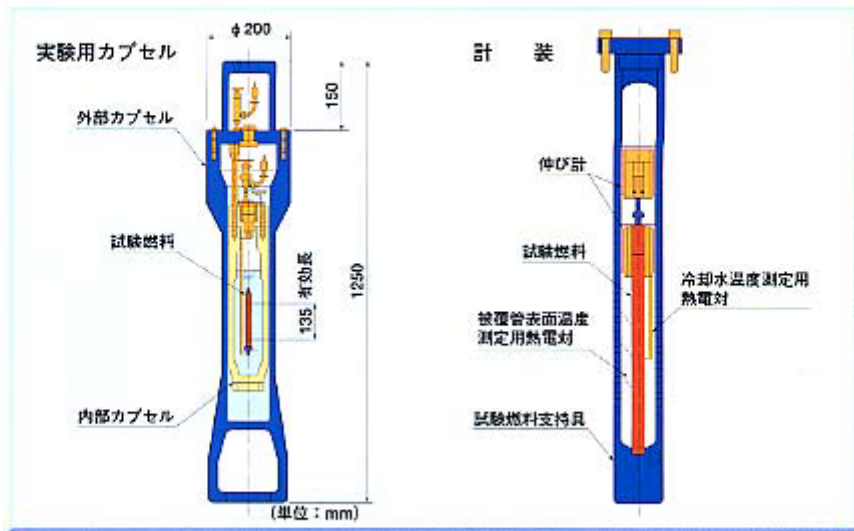
照射済燃料は、NSRRにおける実験に供する前に発電用原子炉等で使用されたものであり、非常に高い放射能を内蔵している。このため、その取扱いは、十分な放射線遮へい能力を備えた設備で行う。

照射済燃料実験の流れ



照射済燃料実験用カプセルと実験計装

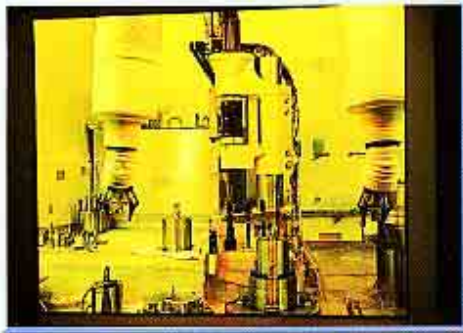
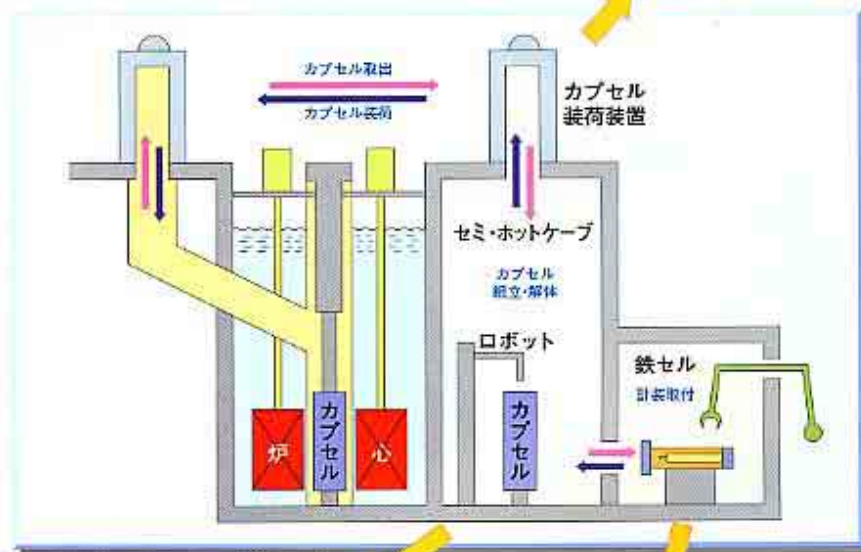
安全性を増すため、二重容器構造となっている。



NSRRにおけるパルス照射実験の流れ

NSRRにおいて実施される照射済燃料実験の全期間にわたって、照射済燃料は放射線遮蔽設備の中を移動する。

カプセル装荷装置の外観



カプセル組立用ロボット



鉄セルの外観

第Ⅰ期計画(未照射燃料実験)の主な成果

第Ⅰ期計画では、未照射の軽水炉燃料を中心に多岐にわたる条件の下で実験を行い、反応度投入事象時の燃料破損のメカニズムや破損しないための条件等を明らかにし、反応度事故時の燃料挙動に関する基本的な実験データベースを確立した。

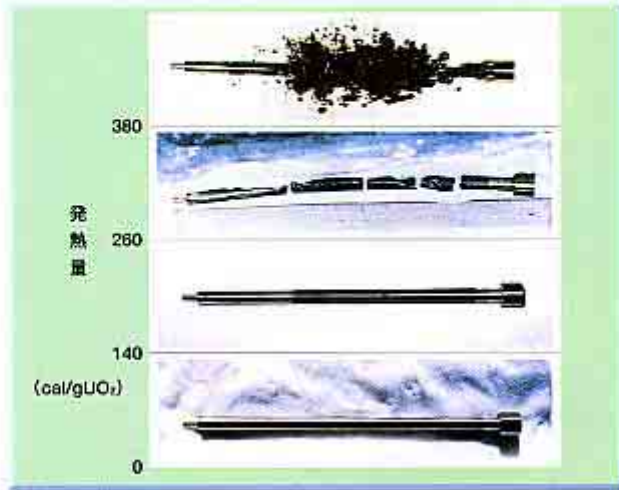
このデータベースを基に、原子力安全委員会によって、反応度投入事象に関する安全評価指針が策定された。



標準燃料実験結果の例

出力暴走により燃料(UO_2) 1gあたりに発生したエネルギー(cal単位(*))をパラメータとして、反応度事故時の燃料の基本的なふるまいが理解された。

*現在世界的な統一単位系として用いられているSI単位系においては、J単位で表わすことが適当であるが、安全評価燃料においては従来どおり cal単位が用いられているため、本パンフレットにおいても cal単位で示している。なお、1 calは約4.2 Jに相当する。



燃料設計条件をパラメータとした実験結果の例

燃料設計パラメータ実験の一例である加圧燃料実験では、温度上昇により強度が低下した被覆管が燃料の内圧により破裂し、破損が生じることがわかった。



破損部の拡大



欠陥のある燃料実験結果の例

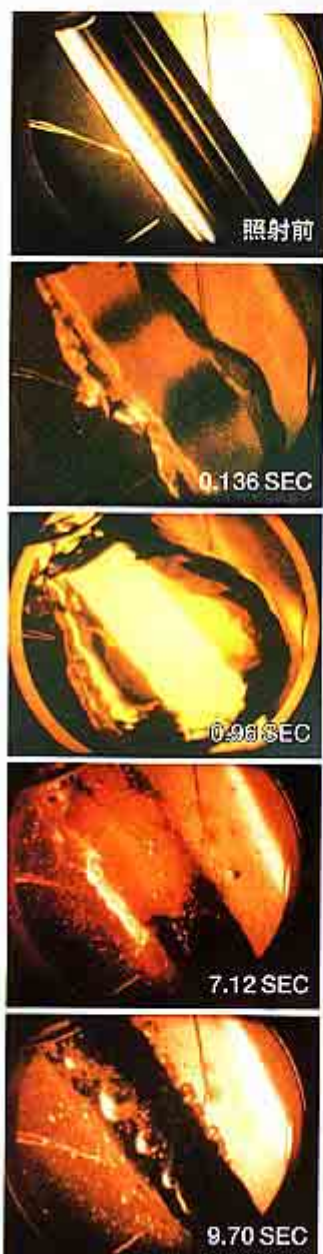
欠陥のある燃料の一例である浸水燃料では、比較的小さな出力暴走で燃料の破損を生じ、燃料の冷却水中への飛散や圧力波の発生が確認された。



燃料挙動の可視化

可視化セル実験装置により225～450コマ/秒で撮影した。

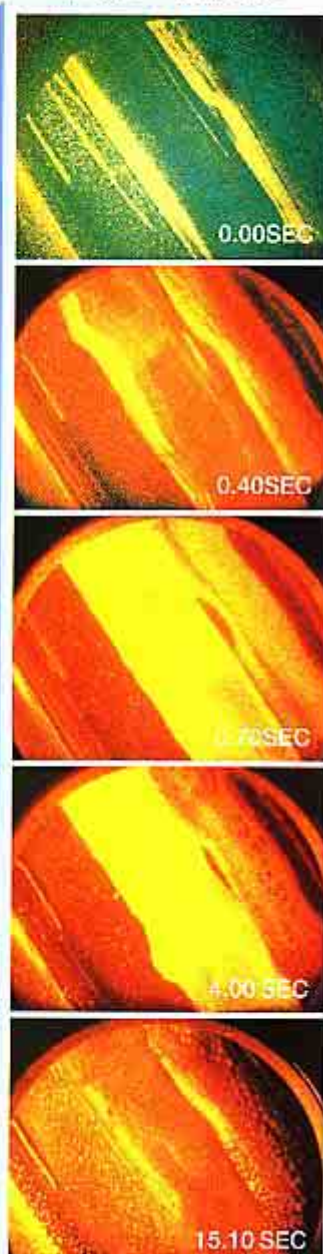
被覆管の脆化破損



被覆管の内圧破損

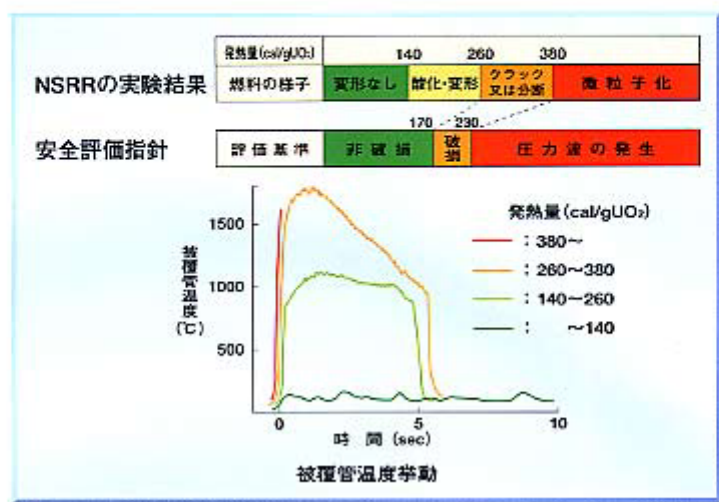


被覆管の溶融破損



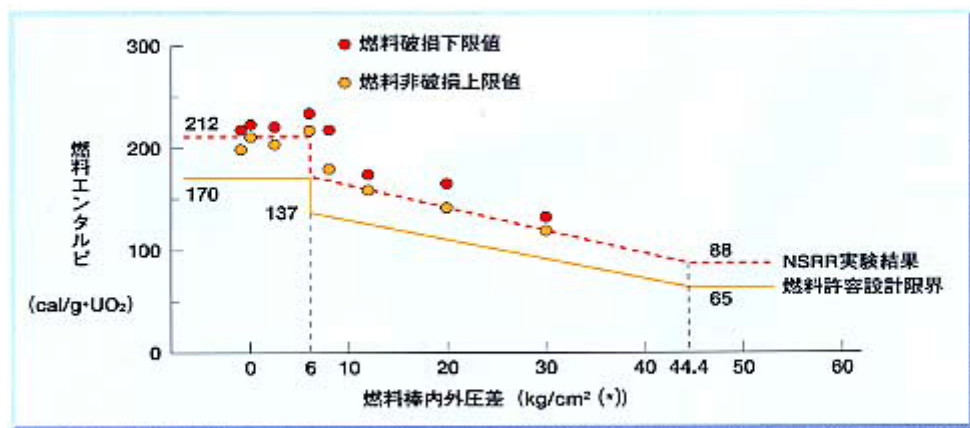
安全評価指針策定への寄与

NSRR第I期計画の成果は、1984年に策定された我が国の安全評価指針に、基本的実験データベースとして採用された。その際、発電用原子炉との体系の違いなどを考慮した上、十分な安全率を見込んで安全評価指針における評価基準が決められた。



各種の燃料設計条件のうち、燃料破損挙動に最も大きく影響するのは、燃料棒内外圧差であることがわかった。燃料棒内圧が外圧より6kg/cm² (*) 以上高くなるとその影響が現われ、燃料の破損しきい値は低くなる。NSRRでのこの実験結果を基に、燃料内外圧差に依存した燃料の許容設計限界が定められた。

*SI単位では圧力はPaで表わすが、ここでは指針における単位に従ってkg/cm²で示している。なお、1kg/cm²は約0.1MPaに相当する。



* NSRR実験では、出力暴走を模擬したパルス出力照射によって試験燃料に発生したエネルギー（発熱量）で実験結果を整理しているが、安全評価指針においては燃料のエネルギー状態をより一般的に表わせる量として、「燃料エンタルピー」という量を用いて基準を策定している。燃料エンタルピーは、発熱の効果を考慮した量であり、一般に「発熱量」より小さい値となる。

第Ⅱ期計画(照射済燃料実験)の進行

発電用原子炉において、経済性の向上と使用済燃料の低減化のために、燃料を従来よりも長期間にわたって燃やすこと、即ち、高燃焼度化が世界的な動向となっている。

しかし、燃焼の進行に伴い、燃料の性質が変化し、破損しやすくなる可能性が指摘されている。そこで、本格的な高燃焼度化に先だって、燃焼の進んだ燃料の事故時の挙動を調べる実験(第Ⅱ期計画)を進めている。

研究目標

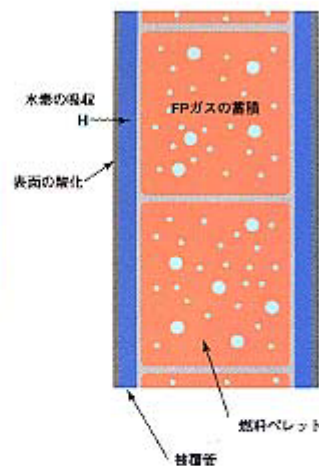
燃料の破損限界の解明

燃料破損後の影響の解明

燃料の高燃焼度化の進行

- 被覆管の酸化及び水素吸収の増加
- ガス状核分裂生成物(FP)の蓄積

燃料破損しきい値
が低下する可能性



・燃料破損しきい値：燃料を破損させるエネルギー投入量の下限の値。
反応度投入事故におけるエネルギー投入量がこの値より小さければ燃料は破損しない。

基本的な燃料のふるまい

未照射燃料では見られない大きな膨れの発生を観察

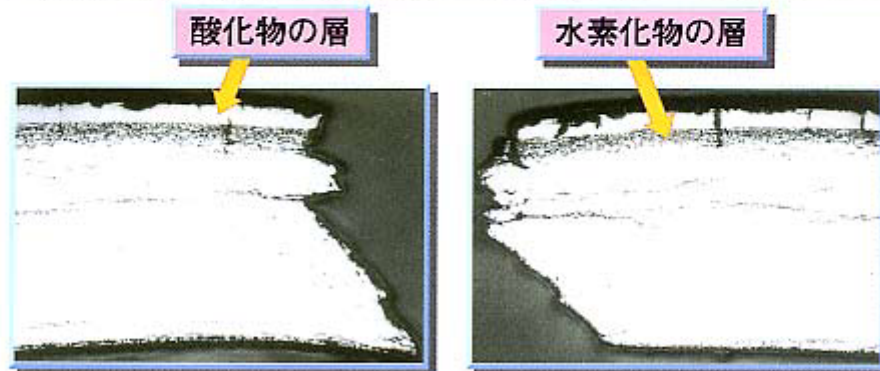


燃料ペレットと被覆管の接触による被覆管の割れ

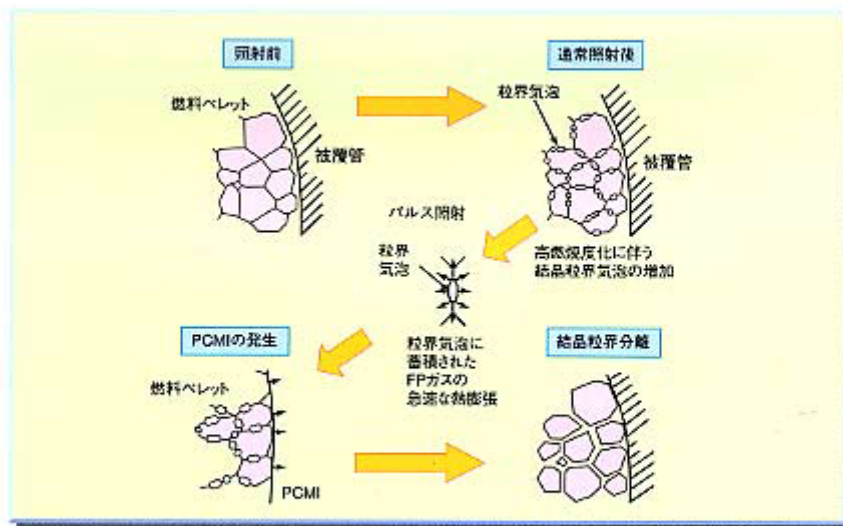
5mm

燃 焼 の 進 行 に よ る 影 響

被覆管外表面の腐食(酸化と水素吸収)により、被覆管は脆くなり、被覆管割れ発生の可能性が増す。



高燃焼度化に伴って、燃料ペレットの膨れ量が増加し、結晶粒界の分離が発生する。

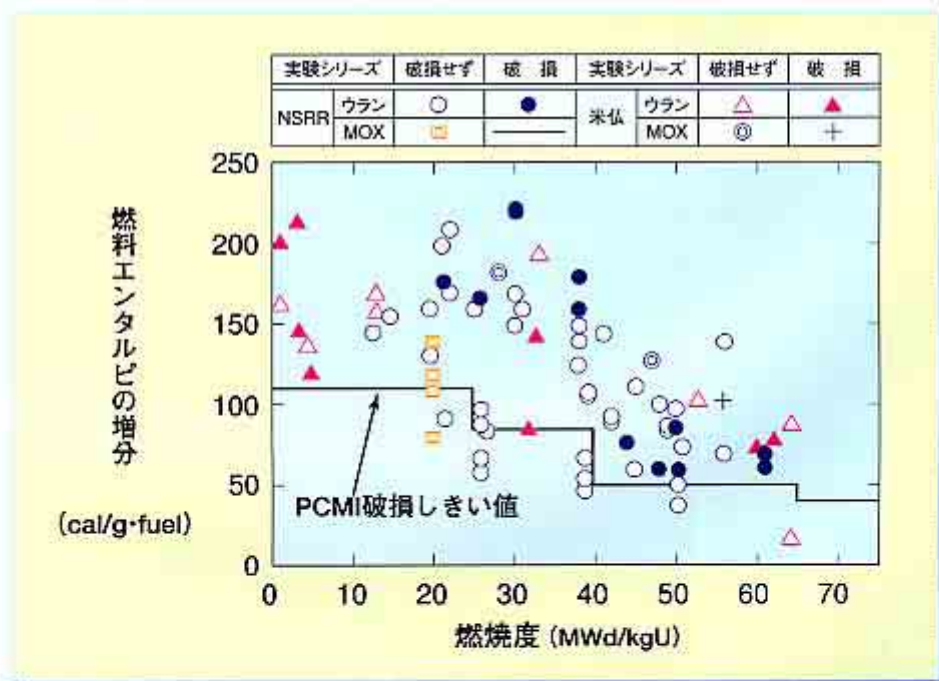


- ・ 高燃焼度化に伴って燃料ペレット結晶粒界に蓄積されるFPガス量が増加し、パルス照射時にはこのFPガスの急速な熱膨張によってペレットの膨れ量が大きくなる。
- ・ 結晶粒界に蓄積されたFPガスの膨張は、燃料ペレットの広い範囲に亘って結晶粒界の分離をもたらすケースがある。
- ・ 結晶粒界分離が発生した場合には、粒界に蓄積されたFPガスのほぼ全量が放出されるため、FPガスの放出量が大きくなる。

第Ⅱ期計画のこれまでの成果のまとめ

NSRRにおける照射済燃料実験の結果と米国及び仏国の実験結果をまとめると、

- 従来の発電炉の燃焼度範囲においては、破損の目安値(85cal/g・fuel(*))が十分な安全上の余裕を持っていること、
- 50MWd/kgUを越えるような高い燃焼度範囲では、破損しきい値は低くなる可能性があること、が見出された。
- NSRR照射済燃料実験の結果を受けて、平成10年4月「原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会報告書」においてPCMI破損しきい値の策定が行われた。

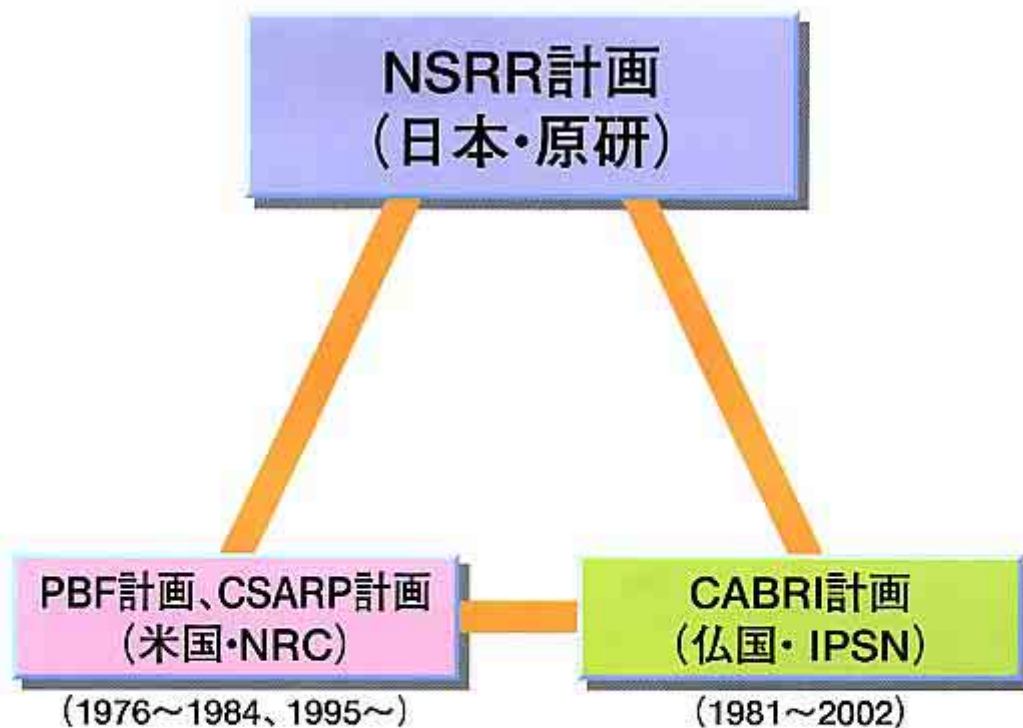


* cal/g・fuel: 照射済燃料実験では燃料の成分はすべてがUO₂であるため、cal/g・UO₂を単位として表わしたが、照射済燃料実験の場合、核変換してできたPu等が少なからず燃料中に含まれている。そのため、それらも含めた燃料1g当たりを単位とし、cal/g・fuelで表すことにしている。

国際協力

NSRR計画は、その開始から現在まで、各種国際協力の中心として活動し、世界の原子炉の安全性向上に寄与してきた。現在では、NSRRと同様に反応度事故に関する実験研究を行っているフランスのCABRI計画及び実験研究の実績のある米国の原子炉規制委員会(NRC)との間で国際協力を行っている。

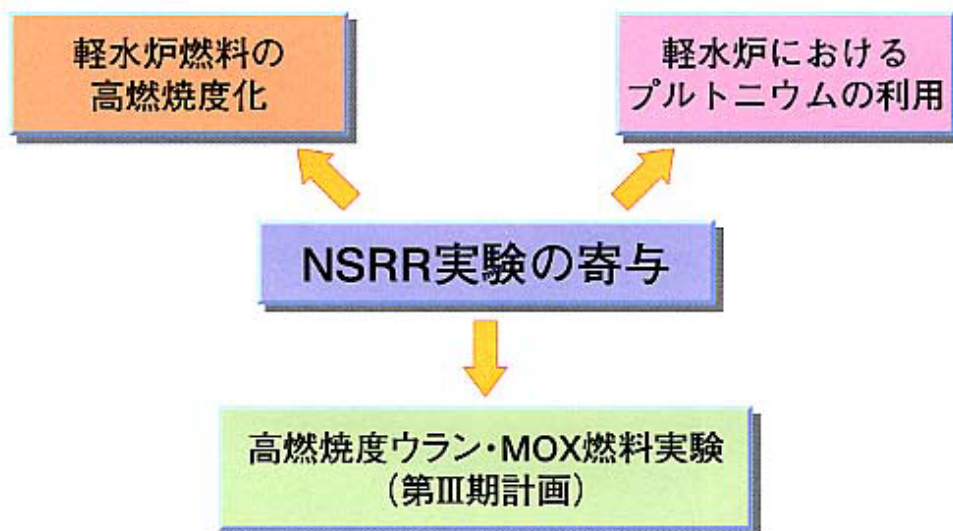
事故時の燃料挙動の解明



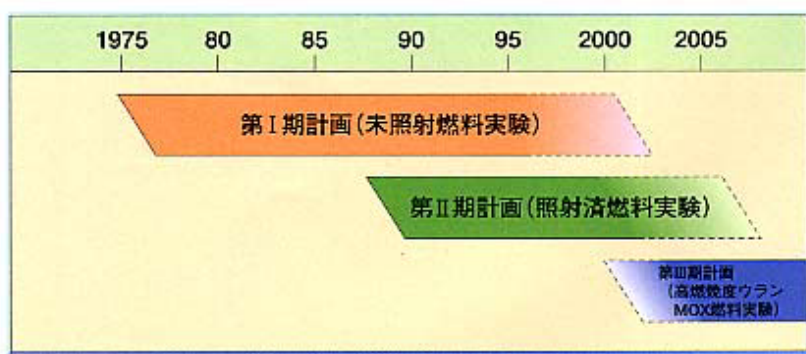
NSRR計画の将来に期待される成果

今後のNSRR計画では、発電用原子炉において将来使用が予定されている高燃焼度燃料、プルトニウム混合酸化物燃料についての反応度事故時の健全性評価に必要なデータベースの確立が期待される。

事故時の原子炉燃料の総合的安全性研究



NSRR計画実験スケジュール





NSRR建屋全景

日本原子力研究所 東海研究所
安全性試験研究センター 原子炉安全工学部

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白樺2番地の4
TEL 029-282-5277
FAX 029-282-6160

2000年10月発行