

基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象への対応について

令和 2 年 12 月 14 日
日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所

1. 対策の方針

JRR-3 は、停止機能として制御棒と重水ダンプを備えている。これらに加えて、BDDB の対策として、ホウ酸投入と重水ダンプ（手動動作）を採ることとした。ホウ酸投入は、燃料の損傷（多量の放射性物質を放出する事故）を防止するため手段として備えるものである。ホウ酸投入により原子炉を停止させれば、炉心の損傷に至ることはない。停止機能の喪失に加えて冷却機能も喪失したような状況では、燃料が損傷しホウ酸投入が困難になるため、重水ダンプ弁の現場操作を行うこととする。対応フローを図 1 に示す。

事象	判断	対策
制御棒挿入失敗	中央制御室で監視 ・原子炉出力 ・制御棒位置	中央制御室から重水ダンプ
重水ダンプ失敗	中央制御室で監視 ・原子炉出力 ・重水タンク水位	ホウ酸投入
ホウ酸投入不可 (冷却機能喪失により燃料が損傷し、作業場所の線量が上昇)	中央制御室で監視 ・1次冷却設備の運転状態 ・原子炉建家内の線量	重水ダンプ（現場による手動操作）

BDDB

↓
進展

2. ホウ酸投入による原子炉の停止

ホウ酸を投入する場合には、炉心の燃料が健全であることが条件となるため、中央制御室にてプロセス監視設備により1次冷却系の運転状態を確認する。1次冷却系による強制冷却運転が維持されている場合には燃料の健全性が維持されていることから、原子炉建家内の放射線量は上昇しないため、原子炉建家炉頂部からのホウ酸投入作業を実施（参考資料1参照）する。

原子炉運転中はカナル下室の線量が高いが、ホウ酸投入により原子炉が未臨界になればカナル下室の空間線量が下がる（参考資料2参照）ことから、さらに負の反応度を印加するために、重水ダンプ弁の手動操作を実施する。

3. 重水ダンプによる原子炉の停止

1次冷却材の強制冷却運転が維持されていない場合（冷却機能喪失）には、燃料破損により原子炉建家炉頂部の線量が上昇するため、ホウ酸投入は実施しない。

冷却機能喪失による減速材温度効果により原子炉が未臨界となって出力が低下し、出力が低下すればキセノン効果によりさらに負の反応度が印加されるため、比較的長時間（約1日程度）は未臨界状態が維持されることになる（参考資料3参照）。

原子炉が未臨界になるとカナル下室の空間線量が低下することから、ホウ酸投入作業は実施せず、原子炉建家地階カナル下室に設置されている重水ダンプ弁の手動開操作を実施する。

3. 1 重水ダンプ弁手動操作作業について

作業は空気呼吸器またはよう素フィルタ付きの全面マスク、アノラックスーツを装備し、警報機付きポケット線量計を装着して被ばく管理を行いながら実施する。作業着手のためには原子炉建家入口にグリーンハウスの設置、装備の装着等で1時間程度が見込まれる。原子炉建家内での作業時間は原子炉建家入域し原子炉建家地階カナル下室の重水ダンプ弁設置位置まで約5分、ダンプ弁の開操作に約5分、退出に約5分の計約15分程度が見込まれる。作業は運転員2名により実施可能である。

常設のエリアモニタを確認（エリアモニタが機能喪失している場合には可搬型のサーベイメータにより確認する）し、作業エリアの空間線量が200mSv/h以下である場合には、重水ダンプ弁の開操作を実施する。作業中も可搬型サーベイメータにより空間線量を監視し、作業場所の空間線量が200mSv/h以上になった場合には作業を中断し、原子炉建家から退出する。

必要な呼吸保護具、アノラックスーツ、グリーンハウス設置に必要な資材、可搬型サーベイメータについては、保安規定の下位規定である「JRR-3非常用防護資機材管理要領」に必要な数量、保管場所、管理の方法を定めて管理している。本要領についてはこれらBDBA対応作業を考慮して、必要数量、保管場所等を見直し、必要に応じて改定する。

3. 2 重水ダンプにより印加される負の反応度について

重水ダンプ弁は2系統あり、どちらかの重水ダンプ弁が開き、重水タンク中の重水が排出され燃料上端部から下へ約20cmまで重水の水位が低下すると、約1.2% $\Delta k/k$ （設置変更許可申請書の値）の負の反応度が印加され、さらに重水を全量排出すれば約7% $\Delta k/k$ の負の反応度が印加されることから、キセノン効果が無くなったとしても炉心が再び臨界状態に戻ることはない。（参考資料4参照）

以上を踏まえ、ホウ酸投入及び重水ダンプ弁手動操作に係る判断基準を追加する補正を行うこととする。

別表第 29 多量の放射性物質等を放出する事故に関する措置（第 5 条の 2 第 1 項関係）（抜粋）

（変更前）

発生事象	判断基準	措置
全ての停止機能が喪失した場合	・全制御棒が挿入不可状態であることを確認した後、中央制御室から重水ダンプ弁の開操作を行い作動しないとき。	①炉頂部よりホウ酸を原子炉プールに投入する。

（変更後）

発生事象	判断基準	措置
全ての停止機能が喪失した場合	・全制御棒が挿入できないこと及び中央制御室からの重水ダンプ弁の開操作ができないことを確認した後、以下の警報が発報していないとき。 ① 1次冷却材流量低 ② 1次冷却材炉心出口温度高	①炉頂部よりホウ酸を原子炉プールに投入する。 ②ホウ酸投入により未臨界となったことを確認したら、カナル下室にて重水ダンプ弁の手動開操作を行う。
	・全制御棒が挿入できないこと及び中央制御室からの重水ダンプ弁の開操作ができないことを確認した後、以下の警報のいずれかが発報したとき。 ① 1次冷却材流量低 ② 1次冷却材炉心出口温度高 なお、電源喪失等によりこれらの監視機能が喪失した場合も同様とする。	①カナル下室にて重水ダンプ弁の手動開操作を行う。

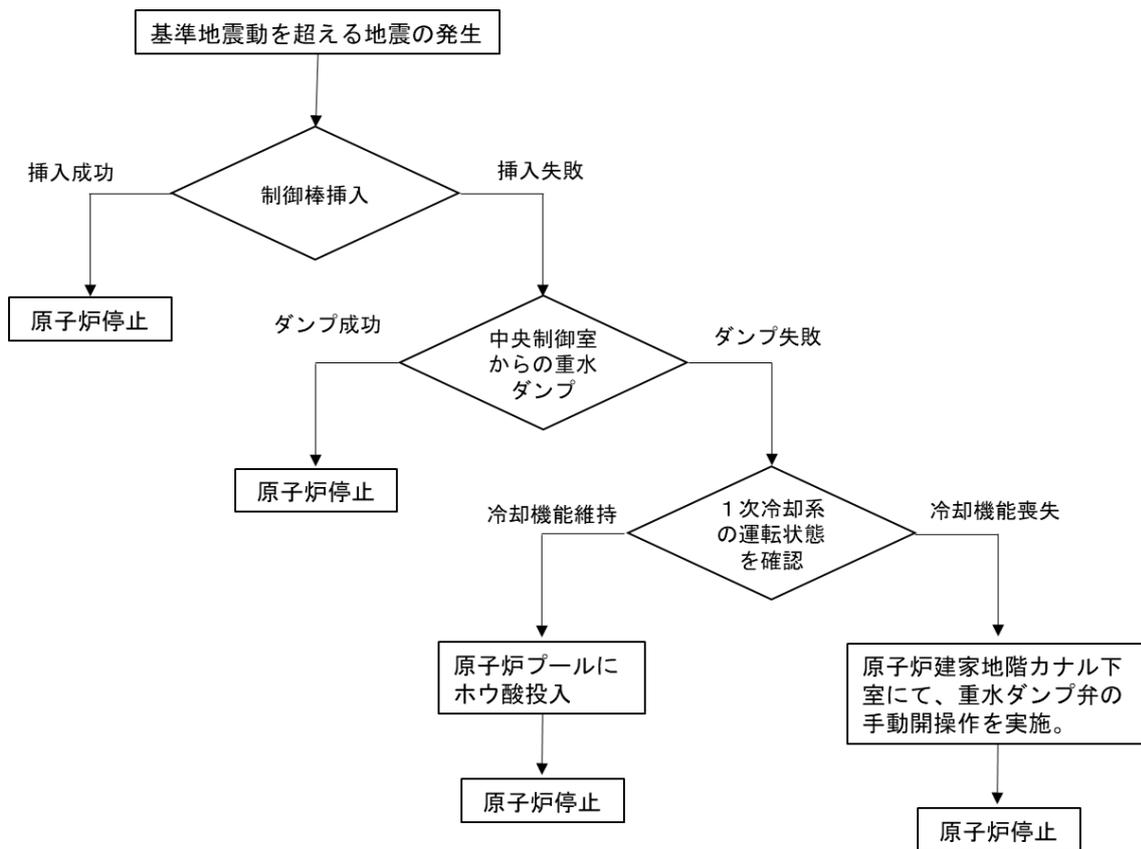


図1 スクラム失敗事象発生時想定フロー

ホウ酸投入の実現性について

1. 原子炉の停止に必要な負の反応度について

原子炉に負の反応度を印加した場合、原子炉の出力は低下するが、原子炉の出力が低下すると炉心及び一次冷却材の温度が下がるため、ドプラ効果と減速材温度効果により正の反応度が印加されることにより、原子炉に十分な負の反応度が印加されない可能性がある。このため、原子炉を停止させるためにはドプラ効果と減速材温度効果による影響を考慮して十分な負の反応度を印加する必要がある。

JRR-3 のドプラ係数は平衡炉心の場合において $-2.5 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C$ (設置変更許可書に記載のある値)、減速材温度効果は $-3.5 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/^\circ C$ (設置変更許可書に記載のある値) であることから、原子炉の出力低下による炉心温度低下を $15^\circ C$ と想定 (30 秒の崩壊熱除去運転終了後に 2 次冷却系を停止すると、崩壊熱により炉心の温度はほとんど下がらないが、保守的に想定) すると

$$(2.5 \times 10^{-3} + 3.5 \times 10^{-2}) \times 15 = 0.5625 (\% \Delta k/k)$$

となり、温度低下により印加される正の反応度は $0.5625 \% \Delta k/k$ である。このため、原子炉停止させるためには $0.5625 \% \Delta k/k$ 以上の負の反応度を印加する必要がある。

以上のことから、原子炉の停止に必要な反応度を保守的に $0.6 \% \Delta k/k$ としている。

2. 必要なホウ酸量について

炉心上部からホウ酸を投入した場合、炉心上部から 1 次冷却系統内に吸い込まれ拡散されることから (図 2, 図 3 参照)、必要な負の反応度を印加するには冷却材中のホウ素の濃度を約 45ppm とする必要がある。これに必要なホウ酸の量は、70kg (ホウ素の同位体比が天然のホウ酸)、14kg (ホウ素の同位体比が天然の 5 倍のホウ酸) と算出している。

1 次冷却系による強制冷却運転が維持されていれば燃料が健全であるため、炉頂部において空間線量の上昇はなく、作業は十分可能である。

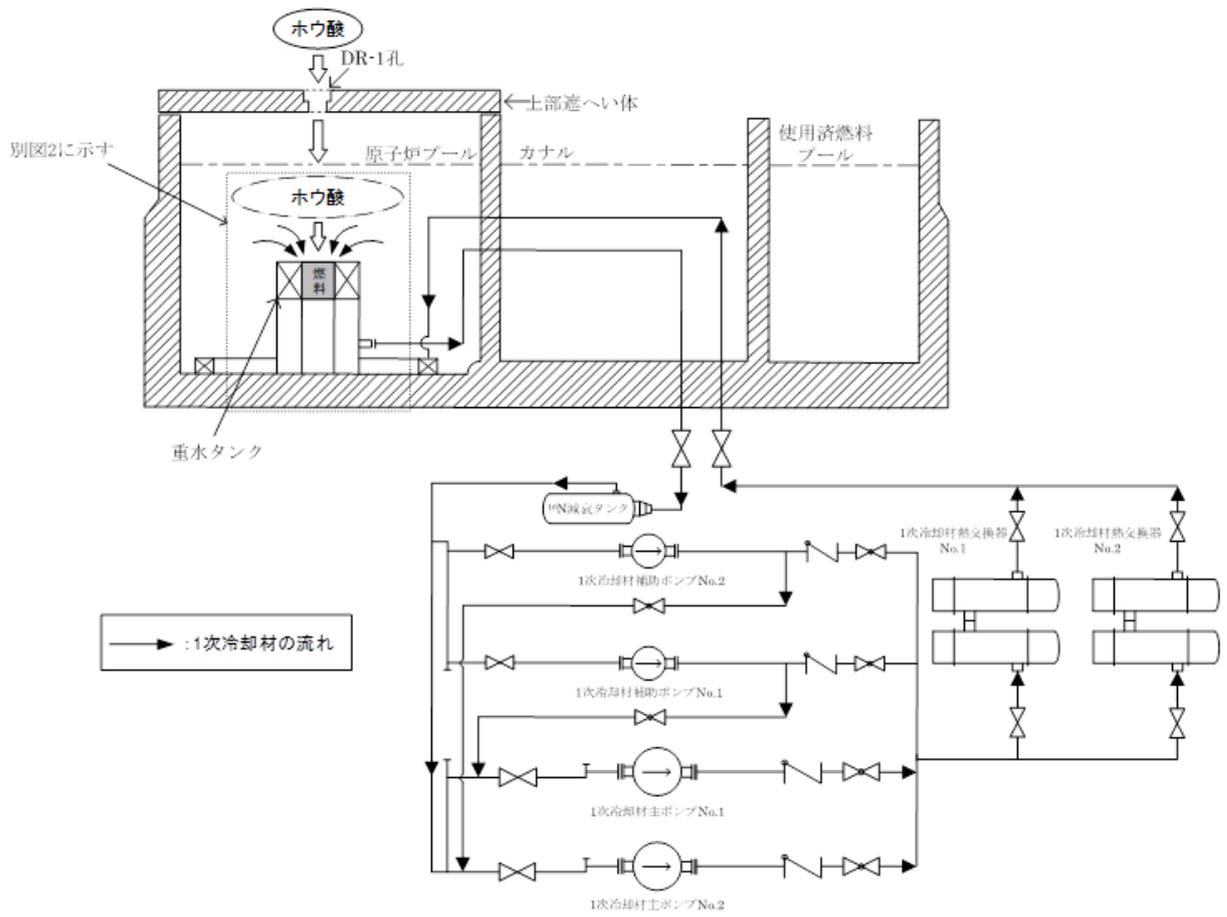


図2 ホウ酸の流路概要図（全体）

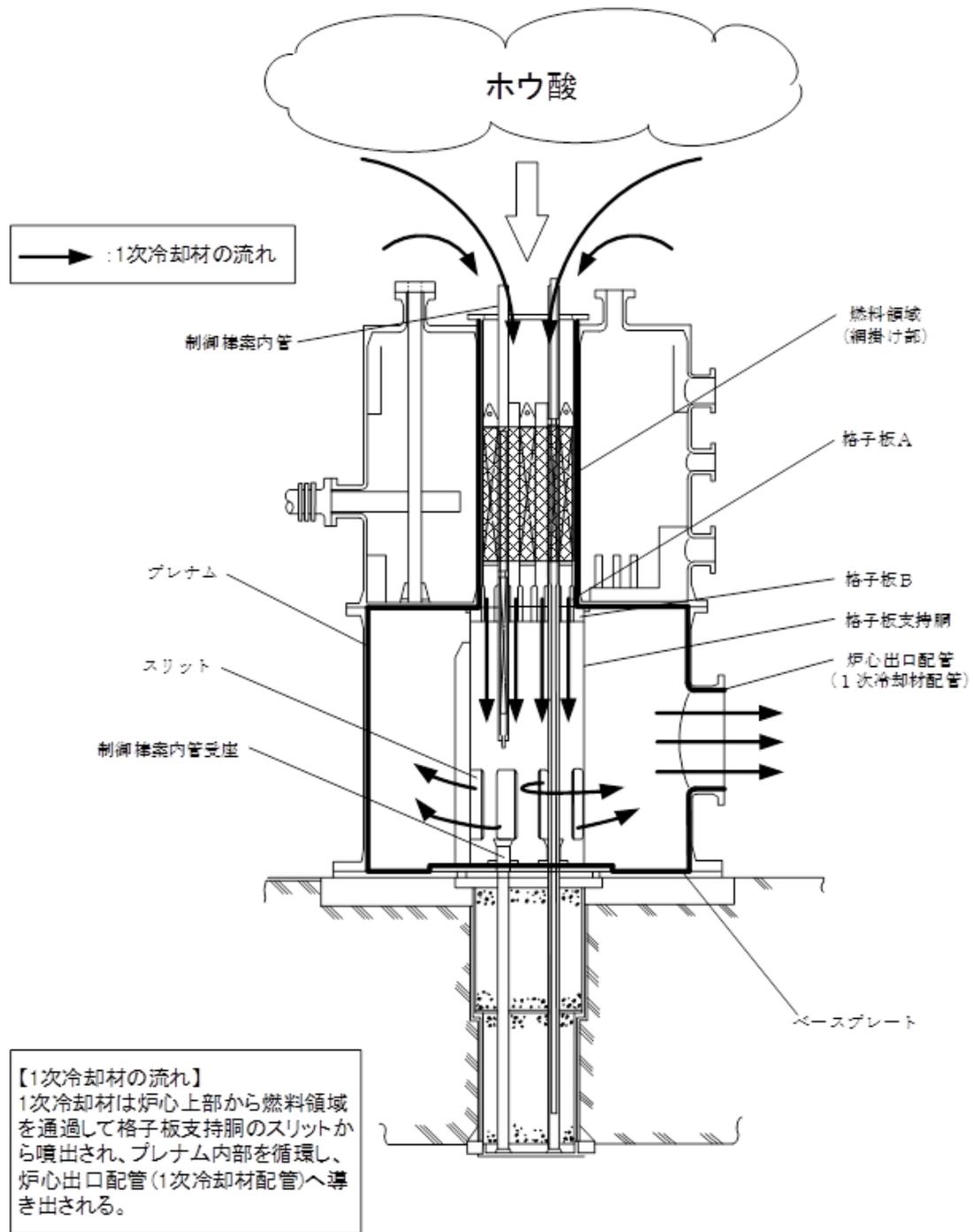


図3 ホウ酸の流路概要図 (炉心部)

カナル下室の空間線量について

重水ダンプ弁が設置されている原子炉建家地階のカナル下室には 1 次冷却材の出口側配管が設置されており、原子炉定格運転中は 1 次冷却材に含まれる N-16^{*1} (半減期 7.2 秒) の影響で 1 次冷却材配管表面が高線量 (配管から 20cm の位置で約 160mSv/h (実測値)) となる。

1 次冷却系が停止した場合には N-16 を含む 1 次冷却材がカナル下室の配管まで流れなくなるため、N-16 の影響が無くなる。カナル下室は原子炉建家地階の遮へい壁及び扉で隔離された区画にあり、燃料破損による空間線量の影響は低く、1 次冷却材中に含まれる Na-24^{*2} (半減期約 15 時間) の影響が支配的となり、原子炉停止 1 時間後における空間線量は過去の実測値から約 10mSv/h と想定される。

- * 1 : 原子炉運転中、炉心において 1 次冷却材中に含まれる O-16 が中性子を吸収することで N-16 が生成される。生成された N-16 は 1 次冷却材とともに冷却配管内を流れる。N-16 は短半減期 (7.2 秒) であるが高いエネルギーのガンマ線を放出するため、炉心から出た直後の 1 次冷却材配管周りの空間線量が高くなる。
- * 2 : 原子炉運転中、炉心において 1 次冷却材中に不純物として含まれる Na-23 が中性子を吸収することで Na-24 が生成される。生成された Na-24 は 1 次冷却材とともに冷却配管内を流れる。Na-24 の半減期は約 15 時間であり、比較的高いエネルギーのガンマ線を放出するため、1 次冷却材配管周りの空間線量が高くなる。

停止機能と冷却機能を喪失した場合の炉心の状態について

停止機能及び冷却機能を同時に喪失した場合、炉心の温度は上昇する。保守的に重水タンク（外径 2.0m、高さ 1.6m）までの領域全てを炉心領域として考慮した場合、20MW 運転が継続したと仮定すると、炉心領域の減速材温度は 60 秒間で約 56.9℃*2 上昇する。JRR-3 の過剰反応度最大炉心において減速材温度係数は $-2.1 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/^\circ C$ （設置変更許可申請書の値）であることから、

$$2.1 \times 10^{-2} (\% \Delta k/k/^\circ C) \times 56.9 (^\circ C) = 1.19 (\% \Delta k/k)$$

であることから、原子炉の停止に必要な負の反応度 (0.6% Δk/k) 以上の反応度が印加されることとなり、原子炉は未臨界となって出力が低下する。

出力が低下すればキセノン効果によりさらに負の反応度（最大約 5% Δk/k、24 時間後で約 2% Δk/k、図 4 参照）が印加されるため、出力低下により炉心温度が低下し、減速材温度効果により印加された負の反応度がなくなったとしても、比較的長時間（約 1 日程度）にわたり原子炉の停止に必要な 0.6% Δk/k 以上の負の反応度が印加されていることから、未臨界状態が維持できることとなる。

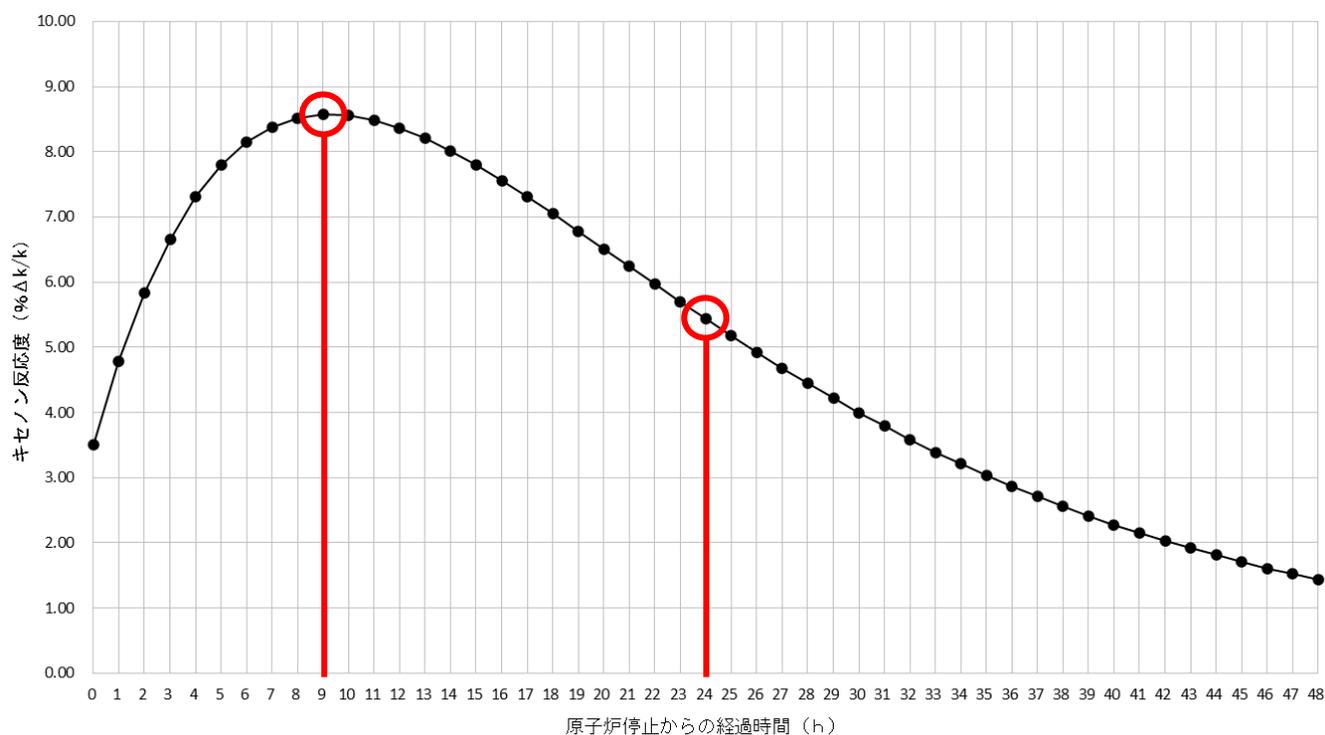


図 4 原子炉停止後の Xe ビルドアップによる反応度変化
 (出典：JEARI-Tech 2000-027 「JRR-3M シリサイド炉心の特性試験」)

重水ダンプについて

JRR-3 は反射体として重水を使用しており、重水は原子炉プール内の炉心を囲む形で円環状に設置されている重水タンクに内包されている。原子炉運転中は炉心から中性子の漏れを防ぐ反射体として機能しており、万が一、制御棒が炉心に挿入できない場合には重水ダンプ弁を開操作することで、重水タンク中の重水を原子炉建家地階に設置している重水溢流タンクに排水（ダンプ）し、炉心からの中性子の漏れを増やすことで原子炉を未臨界にすることができる。重水タンク及び重水ダンプ弁の概要について図5に示す。

重水ダンプ弁が全開になると、自重により重水タンクから重水溢流タンクに排出され始め、約 80 秒後に燃料上端部から下へ約 20cm まで重水の水位が低下し、約 1.2% $\Delta k/k$ （設置変更許可申請書の値）の負の反応度が印加され原子炉が未臨界となる。なお、重水タンク内の重水を全量排出すると約 7% $\Delta k/k$ （設置変更許可申請書の値）の負の反応度が印加される。これには約 800 秒必要（実測値）である。

ダンプされた重水は重水タンクよりも低い位置に設置している重水溢流タンクに回収されるため重水ポンプを停止させれば、重水タンクに戻ることはなく、炉心に再び正の反応度が入ることはない。

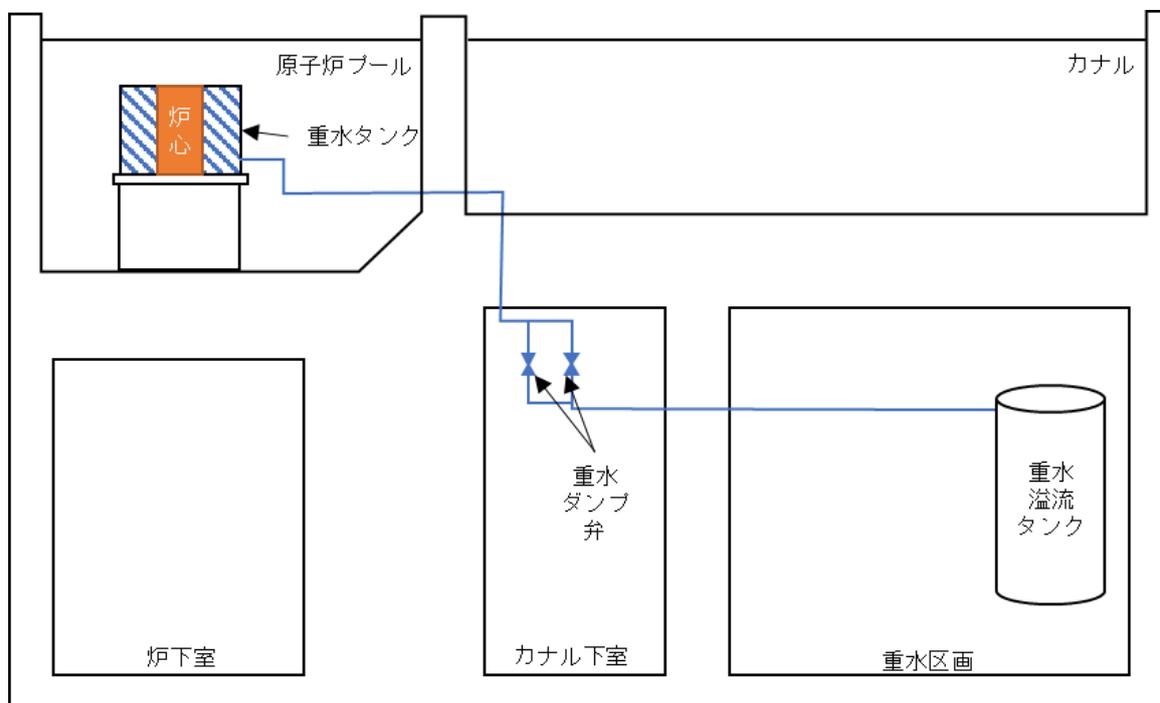


図5 重水タンク及び重水ダンプ弁の概要図